

ИЗВЕСТИЯ  
ВЫСШИХ  
УЧЕБНЫХ  
ЗАВЕДЕНИЙ

Я Д Е Р Н А Я  
ЭНЕРГЕТИКА  
СОДЕРЖАНИЕ

НАУЧНО-  
ТЕХНИЧЕСКИЙ  
ЖУРНАЛ  
Издается  
в Университете  
атомной энергетики  
с 1993 г.  
N  
О Б Н И Н С К • 2 0 0 5

**АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ**

*Н.Н. Ошканов, О.А. Потапов, П.П. Говоров*

Оценка эффективности работы энергоблока с реактором на быстрых нейтронах БН-600 Белоярской АЭС за 25 лет эксплуатации.....3  
*Н.Н. Ошканов, Ю.В. Носков, М.В. Баканов, Н.П. Леонтьев, А.И. Карпенко*

О сооружении энергоблока № 4 Белоярской АЭС с реактором БН-800.....10

**БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ**

*Росляков В.Ф., Лисицын Е.С., С.А. Гурьев, Н.А. Зобин*

Спектрометрическая система КГО реактора БН-600.....13

*Е.А. Козманов, В.А. Желтышев, А.А. Тузов*

Обоснование ресурсных характеристик штатных стержней АЗ реактора БН-600.....18

*Н.Н. Ошканов, А.И. Карпенко, П.П. Говоров, А.А. Кузнецов*

Концепция оценки безопасности энергоблока БН-600.....22

*А.А. Кузнецов, П.П. Говоров, А.И. Карпенко*

Контроль межконтурной плотности промежуточных теплообменников реактора БН-600.....29

**ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ**

*И.И. Колтик, Н.Н. Ошканов*

Оценка радиационных рисков для населения при эксплуатации энергоблока БН-600 Белоярской АЭС.....35

*Н.Н. Ошканов, М.В. Баканов, Е.М. Рафиков*

Обоснование обеспечения безопасности персонала энергоблока БН-600 Белоярской АЭС от радиационного воздействия трития.....39

**ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ**

*М.В. Баканов, В.А. Желтышев, В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков, А.Л. Кочетков, Ю.С. Хомяков*

Оценка составляющих погрешности измерения относительного энерговыделения реактора БН-600 Белоярской АЭС.....44

*М.В. Баканов, В.А. Желтышев, А.А. Лыжин, В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков, М.Р. Фаракшин*

Оценка минимально возможной эффективности стержней СУЗ реактора БН-600.....53

*В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков, Х.Ф. Гиззатулин*

Расчетное сопровождение эксплуатации реактора БН-600.....60

*Е.В. Балахнин, А.М. Тучков, И.А. Чернов*

Влияние изменения состава активной зоны БН-600 на величину натриевого пустотного эффекта реактивности.....66

*А.И. Карпенко, Е.Л. Розенбаум, В.П. Забегаев*

Исследования остаточного тепловыделения отработавших сборок реактора БН-600 в бассейне выдержки.....70

**ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ**

*Г.Б. Бабенко, А.В. Гаврилов, В.А. Желтышев, В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков*

Повышение эффективности и экономичности использования ядерного топлива в реакторе БН-600 Белоярской АЭС.....78

*М.В. Баканов, Г.В. Бабенко, В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков, Б.А. Васильев, О.В. Мишин, Т.А. Климашина, М.Р. Фаракшин*

Облучение экспериментальных ТВС с уран–плутониевым топливом в реакторе БН-600.....82

**ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА**

*В.В. Головин, А.И. Карпенко, А.М. Тучков*

Расчет температурного режима сборок БН-600 в газовой среде.....87

*П.П. Говоров, А.А. Кузнецов*

Гидродинамическая неустойчивость в парогенераторах энергоблока БН-600 и ее диагностирование.....91

*А.И. Бельтиков, П.П. Говоров, А.И. Карпенко*

Определение предельно допустимых перегревов пара за испарителями в эксплуатационных режимах натриевого парогенератора.....95

*П.П. Говоров*

Совершенствование переходных режимов натриевого парогенератора энергоблока БН-600.....103

*А.А. Бычков, И.М. Крысантьев*

О связи распределения расходов натрия в первом контуре реактора БН-600 с характером показаний баковых термопар.....108

**МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА**

*В.В. Чуев, В.Ф. Росляков, В.В. Мальцев*

Особенности поведения конструкционных материалов в спектре нейтронов быстрого реактора большой мощности.....113

*Е.А. Козманов*

О радиационном распухании сталей в нейтронном поле быстрого реактора.....127

*А.И. Карпенко, Е.А. Козманов, В.В. Мальцев, А.В. Захаров, В.Д. Рисованый, А.А. Худяков*

Подтверждение проектного ресурса опытных стержней АЗ с рефабрицированным карбидом бора после эксплуатации в реакторе БН-600.....133

*М.В. Баканов, В.В. Чуев, О.В. Крюков, А.В. Лукин, С.А. Бычков, Ю.П. Буданов, О.С. Коростин, А.В. Целищев, В.Б. Тарасок*

Оптимизация структурного состояния материала оболочечных труб из стали ЧС68 в холоднодеформированном состоянии.....139

## CONTENTS

### NUCLEAR POWER PLANTS

*N.N. Oshkanov, O.A. Potapov, P.P. Govorov*

BN600 Performance Efficiency Evaluation over 25 years of Operation.....3

*N.N. Oshkanov, Yu.V. Noskov, M.V. Bakanov, N.P. Leontev, A.I. Karpenko*

BN800 Reactor Beloyarsk 4 Construction.....10

### SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

*V.F. Roslyakov, E.S. Lisitsyn, S.A. Gurev, N.A. Zobnin*

BN600 Spectrometric Failed Fuel Detection System.....13

*E.A. Kozmanov, V.A. Zhyolotyshev, A.A. Tuzov*

Justification of the Lifetime Characteristics of the Standard BN600 Reactor Safety Rods.....18

*N.N. Oshkanov, A.I. Karpenko, P.P. Govorov, A.A. Kuznetsov*

BN600 Power Unit Safety Evaluation Concept.....22

*A.A. Kuznetsov, P.P. Govorov, A.I. Karpenko*

Secondary-to-Primary Sodium Leak Detection in the BN600 Reactor IHX's.....29

### ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

*I.I. Koltik, N.N. Oshkanov*

Evaluation of the Radiation Risks Related to the Beloyarsk NPP BN600 Power Unit Operation on General Public.....35

*N.N. Oshkanov, M.V. Bakanov, E.M. Rafikov*

Justification of the Tritium Radiation Safety of the Beloyarsk NPP BN600 Power Unit Personnel.....39

### REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

*M.V. Bakanov, V.A. Zhyolotyshev, V.V. Maltsev, V.F. Roslyakov, A.L. Kochetkov, Yu.S. Khomyakov*

Assessment of the Partial Errors of the Beloyarsk NPP BN600 Reactor Relative Power Measurements.....44

*M.V. Bakanov, V.A. Zhyolotyshev, A.A. Lyzhin, V.V. Maltsev, V.F. Roslyakov, M.R. Farakshin*

Assessment of the Minimum Possible Worth of the BN600 Reactor Control Rods.....53

*V.V. Maltsev, V.F. Roslyakov, Kh.F. Gizzatulin*

Computational Support to the BN600 Reactor Operation.....60

*E.V. Balahnin, A.M. Tuchkov, I.A. Chernov*

The Influence of Change of the BN-600 Core Composition on Value of Sodium Void Reactivity Effect.....66

*A.I. Karpenko, E.L. Rozenbaum, V.P. Zabegaev*

Research into BN600 Reactor Irradiated Fuel Decay Heat Released in the Irradiated Fuel Cooling Pond.....70

### FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

*G.V. Babenko, A.V. Gavrilov, V.A. Zhyolotyshev, V.V. Maltsev, V.F. Roslyakov*

Improvement of the Efficiency and the Economics of the Fuel Utilization at the Beloyarsk NPP BN600 Reactor.....78

*M.V. Bakanov, G.V. Babenko, V.V. Maltsev, V.F. Roslyakov, B.A. Vasiliev, O.V. Mishin, T.A. Klimashina, M.R. Farakshin*

Irradiation of Experimental MOX Fuel in the BN600 Reactor.....82

### THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

*V.V. Golovin, A.I. Karpenko, A.M. Tuchkov*

The Calculate of Temperature Conditions of the BN-600 Sub-Assemblies into Gaseous Medium.....87

*P.P. Govorov, A.A. Kuznetsov*

Hydrodynamic Instability in the BN600 Power Unit Steam Generators and its Diagnosis.....91

*A.I. Beltyukov, P.P. Govorov, A.I. Karpenko*

Determination of the Allowable Limits of the Steam Superheating Downstream the Evaporators under the Sodium Steam

Generator Operating Conditions.....95

*P.P. Govorov*

Improvement of the BN600 Power Unit Sodium Steam Generator Transients .....

*A.A. Bychkov, I.M. Krysan'ev*

About Connection of the Sodium Flow Rate Distribution in the BN-600 Reactor Primary Circuit with the Reactor Vessel

Thermocouples Reading Pattern.....108

### MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

*V.V. Chuyev, V.F. Roslyakov, V.V. Maltsev*

Features of Constructional Materials' Behavior within Fast High-Power Reactor's Spectrum of Neutrons.....113

*E.A. Kozmanov*

Radiation Swelling of Steels in the Fast Reactor Neutron Field.....127

*A.I. Karpenko, E.A. Kozmanov, V.V. Maltsev, A.V. Zakharov, V.D. Risovany, A.A. Khudyakov*

Confirmation of the Design lifetime of the Test Safety Rods Manufactured of Refabricated Boron Carbide after Operation  
in the BN600 Reactor.....133

*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*

Optimization of the Structural Condition of Fuel Cladding Material.....139

# ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ РАБОТЫ ЭНЕРГОБЛОКА С РЕАКТОРОМ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ БН-600 БЕЛОЯРСКОЙ АЭС ЗА 25 ЛЕТ ЭКСПЛУАТАЦИИ

**Н.Н. Ошканов, О.А. Потапов, П.П. Говоров**  
*Белоярская АЭС, г. Заречный*



Проведен анализ эффективности использования установленной мощности энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-600 за 25-летний период эксплуатации. Рассмотрено влияние отклонений от нормальной работы оборудования на коэффициент использования установленной мощности.

В апреле 1980 г. на Белоярской АЭС был введен в эксплуатацию энергоблок № 3 с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БН-600. Проработав четверть века, этот реактор продемонстрировал высокие показатели по безопасности и надежности работы. За этот период были успешно решены поставленные при его создании задачи: длительные ресурсные испытания крупногабаритного оборудования, работающего в натрии; освоение натриевой технологии; отработка и совершенствование режимов эксплуатации; освоение технологии замены и ремонта натриевого оборудования, включая насосы и парогенераторы. Получен уникальный опыт по течам натрия, который показал эффективность защитных систем по локализации последствий течей.

Успешная эксплуатация энергоблока БН-600 позволила начать работы в обоснование продления его расчетного срока службы с 30 до 40–45 лет. Во многом благодаря опыту, накопленному при эксплуатации БН-600, стало возможным возобновление сооружения энергоблока с более совершенным реактором БН-800, который будет отвечать самым высоким требованиям безопасности, регламентируемым нормативными документами.

Эффективность любой технической системы принято оценивать по степени соответствия ее целевому предназначению. Для АЭС – это безопасное и надежное производство электрической и тепловой энергии соответствующего качества. Оценивать эффективность эксплуатации АЭС можно по многим критериям [1, 2]. Например, для оценки эксплуатации АЭС по свойствам безотказности и безопасности используются коэффициенты, характеризующие число отказов, в том числе по вине персонала, приведших к снижениям мощности. Интенсивность использования АЭС оценивают по количеству электрической и тепловой энергии выработанной за год, использованию установленной мощности, использованию рабочего времени по назначению, удельному простою энергоблоков по техническим причинам. В энергетике большое рас-

© Н.Н. Ошканов, О.А. Потапов, П.П. Говоров, 2005

пространение получил коэффициент использования установленной мощности, который является комплексным показателем, как надежности, так и интенсивности процесса эксплуатации энергоблока. Коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) представляет собой отношение фактически выработанной электрической энергии к максимально возможной выработке.

Период 90-х годов для атомной энергетики России, в сравнении с 80-ми, характеризовался снижением КИУМ АЭС с 78 до 53%, вызванным общим спадом экономики. В 2004 г. средний КИУМ АЭС вырос до 73%, однако он гораздо ниже достигнутого в наиболее развитых странах мира значения 85% (Франция, США, Германия, Япония). Среднегодовой КИУМ энергоблока БН-600 на протяжении всего периода работы оставался стабильно высоким (рис.1). Только в шести из 25 лет эксплуатации КИУМ БН-600 был ниже 70%, причем три из них приходятся на начальный период работы, когда шло освоение нового оборудования, характеризуемое поэтапным повышением мощности энергоблока с 30 до 80%. Максимальный КИУМ, достигнутый на энергоблоке БН-600, 83,5%.

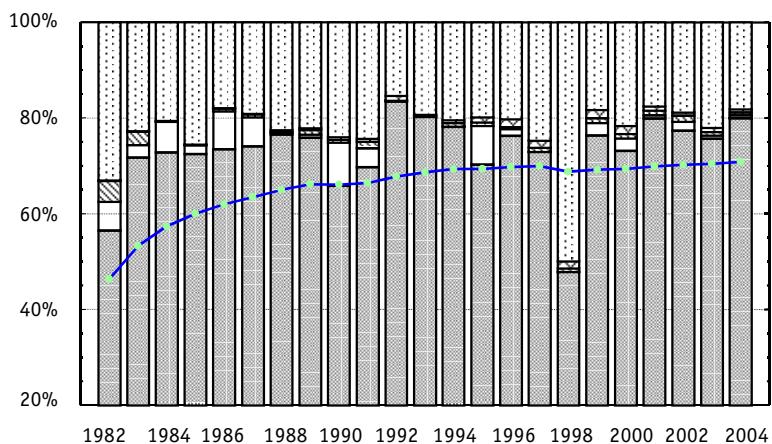


Рис. 1. Распределение КИУМ энергоблока БН-600 и его потерь по годам: ■ КИУМ; ▨ теплоснабжение; ▨■ плановые инспекции; □ оборудование и персонал; ▨▨ прочие; — КИУМ с начала эксплуатации

Период эксплуатации энергоблока БН-600 в режиме выработки электроэнергии превысил периоды эксплуатации всех когда-либо действовавших аналогичных крупных реакторных установок и достиг 165 тыс. ч. За это время выработано 92,1 млрд. кВт·ч. Суммарный КИУМ энергоблока с 1982 г. (т.е. исключая период освоения) составил 73,1%, средний КИУМ (медиана) – 74,1%. По этому показателю энергоблок БН-600 превзошел аналогичный энергоблок с реактором на быстрых нейтронах PHENIX (Франция).

Коэффициент использования установленной мощности можно представить через потери выработки электрической энергии по различным причинам

$$\text{КИУМ} = \left( 1 - \frac{\Delta W_{\text{ппр}}}{W_{\text{ном}}} - \frac{\Delta W_{\text{обор}}}{W_{\text{ном}}} - \frac{\Delta W_{\text{тепл}}}{W_{\text{ном}}} - \frac{\Delta W_{\text{пр}}}{W_{\text{ном}}} \right) \cdot 100\%, \quad (1)$$

где  $W_{\text{ном}} = N_{\text{ном}} \cdot T_{\text{кал}}$  – номинальная выработка электроэнергии;  $N_{\text{ном}}$  – номинальная мощность энергоблока;  $T_{\text{кал}}$  – календарное время за рассматриваемый период эксплуатации;  $\Delta W_{\text{ппр}}$  – потери выработки электроэнергии из-за плановых инспекций оборудования и перегрузки топлива;  $\Delta W_{\text{обор}}$  – потери выработки электроэнергии из-за отказов технологического оборудования и ошибок персонала;  $\Delta W_{\text{тепл}}$  – потери вы-

работки электроэнергии из-за производства тепла, используемого для отопления города и промышленной зоны;  $\Delta W_{\text{пр}}$  – потери выработки электроэнергии по прочим причинам (диспетчерские ограничения, снижение эффективности З контура и др.).

Процентные соотношения между перечисленными группами потерь КИУМ за период эксплуатации энергоблока с 1982 по 2004 гг. (далее в статье будет рассматриваться указанный период промышленной выработки электроэнергии) распределены следующим образом (рис. 2):

- около 23% недоиспользования установленной мощности связано с плановыми инспекциями оборудования и перегрузками топлива;
- 2,7% потерь выработки было вызвано отказами технологического оборудования и ошибками персонала.

Рассмотрим коэффициент недоиспользования установленной мощности из-за отказов технологического оборудования и ошибок персонала. Всего за рассматриваемый период времени на энергоблоке произошло 97 событий, связанных с полным или частичным незапланированным снижением мощности. При этом по международной шкале ядерных событий INES, события относятся к уровню 0 и вне шкалы, за исключением одного события 1-го уровня, что подтверждает высокий уровень безопасности энергоблока БН-600. В 60 случаях происходило снижение мощности из-за отключения одной из трех теплоотводящих петель и работа на уровне мощности 2/3 от установленной.

Перед проведением анализа потерь КИУМ события группировались по типу отказавшего оборудования и ошибкам персонала, согласно классификации, принятой в [3, 4].

Были выделены следующие основные группы:

- реактор и система теплоотвода 1-го контура (натрий);
- система контроля и управления;
- система теплоотвода 2 контура (натрий);
- натриевые вспомогательные системы 1-го и 2-го контуров;
- система теплоотвода 3-го контура (вода–пар);
- турбина со вспомогательными системами;
- система технического водоснабжения;
- системы электроснабжения;
- вспомогательные системы обеспечения работоспособности оборудования основных систем (исключая натриевые).

Кроме отказов технологического оборудования учитывались ошибки персонала – оперативного и ремонтного.

Распределение по времени событий вследствие отказов оборудования и ошибок персонала приведено на рис. 3. Медиана этого распределения равна 3.

Обобщенные данные по распределению событий между рассматриваемыми группами оборудования, персонала и степени влияния на КИУМ представлены в табл. 1.

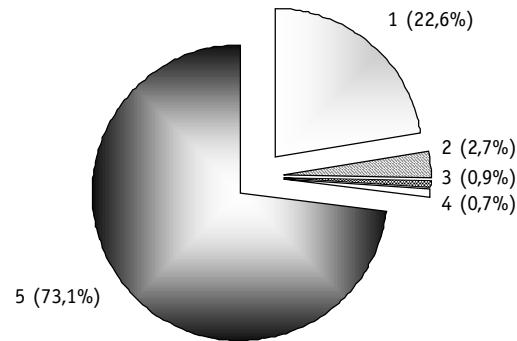


Рис. 2. Интенсивность использования установленной мощности энергоблока БН-600: 1 – плановые инспекции и перегрузки топлива; 2 – отказы оборудования и ошибки персонала; 3 – прочие причины; 4 – теплоснабжение; 5 – выработка электроэнергии

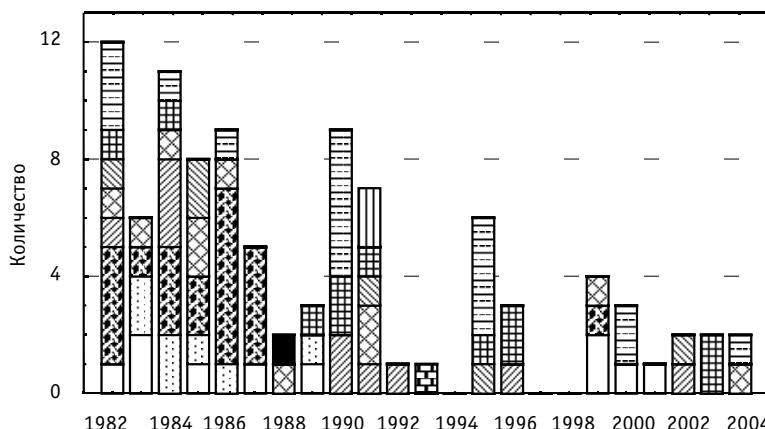


Рис. 3. Распределение по времени событий вследствие отказов оборудования и ошибок персонала:  
 [ ] оперативный персонал; [ ] ремонтный персонал; [ ] 3 контур; [ ] вспомогательные системы натрия;  
 [ ] 2 контур; [ ] реактор; [ ] турбина; [ ] техническое водоснабжение; [ ] контроль и управление;  
 [ ] электроснабжение; [ ] вспомогательные системы

По классификации МАГАТЭ к разряду значительной относится недовыработка электроэнергии, соответствующая, по меньшей мере, 10 ч работы на номинальной мощности, что соответствует потерям КИУМ  $> 0,11\%$ . Согласно указанному критерию, из 10 пунктов табл. 1 для БН-600 значимыми будут 7. При этом превалирующим является значение потерь КИУМ по одной позиции – разгерметизации оболочек твэлов ТВС (0,65%). Если сравнивать потери КИУМ по этой причине других отечественных типов реакторов, то картина следующая: для ВВЭР-1000 – 0,49%; ВВЭР-440 и РБМК-1000 – 0,57% [5].

В проекте реактора БН-600 была заложена высокая энергонапряженность активной зоны, максимальная линейная нагрузка 540 Вт/см, температура оболочек твэлов  $710^{\circ}\text{C}$  (при удельной мощности 810 кВт/л). Однако конструкционные материалы и использование поворота периферийных сборок при перегрузках не смогли обеспечить герметичность оболочек твэлов. Вследствие этого за весь период эксплуатации 6 раз приходилось внепланово останавливать энергоблок для поиска и перегрузки ТВС с негерметичными твэлами и 3 раза ограничивалась его мощность. Ограничение максимального выгорания, величиной 7% т.а., вместо проектного 9,7% т.а., не исключило разгерметизаций оболочек твэлов. После модернизации активной зоны в 1986–1987 гг. потери КИУМ по этой причине были устранены.

В качестве главных циркуляционных насосов 1 контура на БН-600 применены центробежные вертикальные насосы с нижним гидростатическим подшипником. В 1982–1984 гг., в процессе поэтапного повышения мощности реактора и связанными с этим изменениями скорости вращения, у ГЧН-1 наблюдались повышенная вибрация, появление трещин валов, повреждение полумуфты сцепления вала насоса с ротором электродвигателя и ненадежная работа электропривода. Повреждения полу муфты и валов носили усталостный характер и были связаны с резонансом, вызванным совпадением пульсаций выходной мощности электропривода с собственной частотой крутильных колебаний валов. Для обеспечения нормальной работы ГЧН-1 была проведена модернизация конструкции валов и полу муфты, изменена технология эксплуатации, в части рабочего диапазона скоростей вращения и момента перевода электродвигателя на нерегулируемый режим работы. Принятые меры дали положительный результат, начиная с декабря 1985 г. отказов ГЧН-1, приводящих к нарушению нормальной эксплуатации энергоблока, не было.

Таблица 1

**Классификация событий по типу технологического оборудования и персоналу**

Система, персонал	Количество событий	% от общего количества	Потери КИУМ, %
1. Реактор и система теплоотвода 1 контура: • тепловыделяющие сборки (ТВС) • главные циркуляционные насосы (ГЦН-1) • прочие	21 12 8 1	21,6 12,4 8,2 1,0	0,94 0,65 0,26 0,03
2. Системы электроснабжения: • генератор • щиты постоянного тока • потеря системного электроснабжения • секции и кабели рабочего питания 6 кВ • открытые распределительные устройства	17 10 2 1 3 1	17,5 10,3 2,1 1,0 3,1 1,0	0,74 0,53 0,06 0,04 0,09 0,02
3. Система теплоотвода 2 контура: • главные циркуляционные насосы (ГЦН-2) • парогенераторы (ПГ) • арматура	6 3 2 1	6,2 3,1 2,1 1,0	0,27 0,08 0,08 0,11
4. Система теплоотвода 3 контура: • арматура • трубопровод (в т.ч. вспомогательные) • механический фильтр	11 5 4 2	11,4 5,2 4,1 2,1	0,21 0,11 0,09 0,01
5. Персонал: • ремонтный • оперативный	17 7 10	17,5 7,2 10,3	0,21 0,10 0,11
6. Система контроля и управления: • электроприводами ГЦН-1, 2 • турбиной	11 8 5	11,4 6,2 5,2	0,17 0,07 0,10
7. Вспомогательные системы (кроме натриевых): • цепи управления, защиты и сигнализации • возбуждения • обогрева, прогрева • контроль и измерение технологических параметров	10 5 2 2 1	10,3 5,1 2,1 2,1 1,0	0,15 0,06 0,05 0,03 0,01
8. Турбина со вспомогательными системами:	2	2,1	0,01
9. Система технического водоснабжения	1	1,0	< 0,01
10. Вспомогательные системы 1 контура по натрию:	1	1,0	-

Согласно табл. 1, следующая по степени влияния на КИУМ – это группа событий, вызванных отказами оборудования систем электроснабжения. Максимальное значение потерь КИУМ в этой группе (0,53%) было вызвано отказами серийных турбогенераторов ТГВ-200-2МУЗ. Основная причина отказов турбогенераторов – течи водорода в системе охлаждения. Для энергоблоков с другими типами реакторов потери КИУМ из-за отказов турбогенераторов следующие: ВВЭР-1000 – 1,02%; ВВЭР-440 – 0,43% и РБМК-1000 – 0,20% [5].

Потери КИУМ из-за отказов систем теплоотвода 2 и 3 контуров (0,22%) были связаны, в основном, с неисправностями и дефектами натриевой и пароводяной арматуры.

События, произошедшие вследствие ошибок персонала, практически в равных долях распределены между оперативным и ремонтным персоналом. При этом максимум ошибок персонала приходится на начальный период эксплуатации энергоблока (рис. 3). Ниже, в табл. 2, приведены основные причины ошибок персонала.

В период нормальной эксплуатации, в отличие от периода приработки оборудования, потери КИУМ происходят в основном из-за отказов технологического оборудования 3 контура (рис. 3) и составляют в среднем 1,1% в год.

Наибольшее влияние на КИУМ энергоблока БН-600, как впрочем, и любого другого, оказывает проведение плановых инспекций оборудования и перегрузка топлива.

Таблица 2

**Основные причины ошибок персонала**

Причина	Количество	% от общего количества	Потери КИУМ, %
1. Некачественная сборка	6	6,1	0,07
2. Неправильное, случайное воздействие на элементы защиты и автоматики	3	3,1	0,04
3. Ошибки при инспекции, техническом обслуживании, испытании или настройке	2	2,1	0,02
4. Неправильное, некачественное выполнение технологических операций (ошибки при выполнении переключений, подключений)	3	3,1	0,03
5. Некачественный ремонт, нарушение технологии ремонта	1	1,0	0,02
6. Отсутствие контроля, некачественный контроль за состоянием систем (элементов) и выполняемыми технологическими операциями	2	2,1	0,03

В настоящей работе авторы не проводят подробного анализа влияния длительности ремонтов отдельных технологических систем и оборудования на общую продолжительность ремонтов, а лишь кратко останавливаются на некоторых важных, с их точки зрения, моментах.

В величине потерь КИУМ из-за ППР можно выделить постоянную составляющую и динамическую. Первая составляющая определяется длительностью ремонтов регламентируемой заводской, конструкторской и другой нормативной документацией, вторая – дополнительными затратами времени, необходимыми для устранения отказов и дефектов оборудования (например, устранение течи водорода в системе охлаждения роторов турбогенераторов в 1990–1991 гг.; ремонт центральной поворотной колонны системы перегрузки ТВС в 1998 г.).

В настоящее время продолжительность ППР определяется в основном нормативным временем капитального ремонта турбоагрегатов (50 сут) и временем, необходимым для проведения перегрузок топлива в реакторе (дважды в год). За последние три года эксплуатации (1999–2004 гг.) средняя продолжительность ППР составила примерно 71 сут.

**ВЫВОДЫ**

Анализ 25-летнего периода эксплуатации энергоблока БН-600 показал:

1. Энергоблок имеет высокий уровень безопасности и надежности, только одно (из 97) нарушение нормальной эксплуатации имеет уровень 1 (по шкале INES), остальные – 0 и вне шкалы.

2. Коэффициент использования установленной мощности с 1982 г. составил 73,1%, медиана – 74,1%.

3. Суммарные потери КИУМ из-за отказов технологических систем, оборудования и ошибок персонала составили 2,7%. Модернизация активной зоны реактора, доработка отдельных узлов ГЧН 1 контура и некоторых систем, выполненные в процессе эксплуатации и высокие требования, предъявляемые к качеству ремонта, позволили обеспечить работу оборудования с уровнем потерь КИУМ менее 1% в год.

4. Потери КИУМ из-за плановых инспекций оборудования и перегрузки топлива составили около 23%. В 1999–2004 гг. средняя продолжительность ППР составила примерно 71 сут и определялась, в основном, нормативным временем капитального ремонта турбоагрегатов.

### **Литература**

1. Клемин А.И. Надежность ядерных энергетических установок. Основы расчета. – М.: Энергоатомиздат, 1987.
2. Острайковский В.А. Эксплуатация атомных станций: Учебник для вузов. – М.: Энергоатомиздат, 1999.
3. Ошканов Н.Н., Шейнкман А.Г., Говоров П.П. Энергоблок с быстрым натриевым реактором БН-600: анализ надежности за период эксплуатации 1980–1990 гг. /Препринт (сер.: Ядерная энергетика). – Екатеринбург: УрО РАН, 1992.
4. Ошканов Н.Н., Шейнкман А.Г., Говоров П.П. Анализ эксплуатационной надежности энергоблока с реактором БН-600 за период эксплуатации 1980–1993 гг. // Атомная энергия. – 1994. – Т. 76. – Вып. 3.
5. Сигал Е.М. Ранжирование отклонений от нормальной работы оборудования АЭС по степени их влияния на коэффициент использования установленной мощности//Атомная энергия. – 2002. – Т. 92. – Вып. 3.

Поступила в редакцию 22.02.2005

## О СООРУЖЕНИИ ЭНЕРГОБЛОКА № 4 БЕЛОЯРСКОЙ АЭС С РЕАКТОРОМ БН-800

**Н.Н. Ошканов, Ю.В. Носков, М.В. Баканов, Н.П. Леонтьев,**

**А.И. Карпенко**

*Белоярская АЭС, г. Заречный*



Показана роль энергоблока с реактором БН-800 в развитии атомной энергетики, даны сравнительные характеристики реакторов БН-600 и БН-800, приведены новые решения по повышению безопасности реактора БН-800 по сравнению с прототипом – реактором БН-600. Рассмотрено состояние сооружения энергоблока с реактором БН-800 в настоящее время.

Сегодня весьма актуальной стала задача сделать атомную энергетику приемлемой для общества как с точки зрения безопасности, так и ее экономической эффективности. Наиболее полно реализации этого отвечают реакторы на быстрых нейтронах, в первую очередь, энергоблок с реактором БН-800, который сооружается на площадке Белоярской АЭС (электрическая мощность энергоблока составляет 880 МВт). Ввод в действие этого энергоблока позволит использовать в качестве ядерного топлива оружейный и высокофоновый плутоний, освоить технологию выжигания актинидов и продуктов деления с целью улучшения экологических характеристик топливного цикла, снизить потребность в добыче и обогащении природного урана.

Реактор на быстрых нейтронах БН-800 охлаждается натрием первого контура, тепло от которого через три петли промежуточного натриевого контура передается в парогенераторы этих петель и используется для выработки перегретого пара при номинальном давлении 14 МПа с номинальной температурой 490°C. Проектный выбор смешанного уран-плутониевого ядерного топлива обеспечивает атомную энергетику топливом на столетия благодаря возможности вовлечь в замкнутый топливный цикл накопленные запасы энергетического и оружейного плутония, невостребованные запасы обедненного урана, отработавшее топливо реакторов других типов.

Реактор БН-800 обладает физическими и конструктивными характеристиками безопасности, присущими реакторам с внутренней безопасностью: стабильность характеристик активной зоны; отсутствие фазовых переходов теплоносителя вследствие большого запаса до кипения (350°C); высокая теплопроводность и наличие естественной циркуляции, позволяющими в течение длительного времени накапливать остаточное тепловыделение реактора; устойчивая отрицательная обратная связь по мощности и температуре во всех режимах работы; невозможность образования локальных критмасс; низкое рабочее давление теплоносителя первого контура; наличие промежуточного нерадиоактивного натриевого контура; четыре барьера безопасности между топливом и окружающей средой (топливная матрица, оболочка твэла, корпус реактора, страховочный корпус реактора).

---

© Н.Н. Ошканов, Ю.В. Носков, М.В. Баканов, Н.П. Леонтьев, А.И. Карпенко, 2005

В проекте энергоблока БН-800 реализованы следующие новые решения по повышению безопасности по сравнению с прототипом – энергоблоком БН-600:

- предусмотрена трехканальная защитная система безопасности аварийного отвода тепла от реактора через воздушные теплообменники (САРХ ВТО);
- разработана активная зона с неположительным натриевым пустотным эффектом реактивности;
- предусмотрено устройство для сбора расплава активной зоны в случае запроектных аварий;
- предусмотрена система аварийной защиты реактора на пассивных принципах, срабатывающая без вмешательства персонала или средств автоматики (3 стержня пассивной аварийной защиты);
- предусмотрена система периодической очистки натрия от цезия;
- введен герметичный кожух вокруг напорной камеры реактора;
- повышена на 1 балл сейсмостойкость основных зданий и сооружений.

В результате внедренных решений реактор получил высокую устойчивость к проектным и запроектным авариям.

Сравнительные проектные параметры энергоблоков БН-600 и БН-800 Белоярской АЭС приведены в табл. 1.

Работы подготовительного периода на площадке строительства практически закончены. Построены здания строительной базы, склады, подъездные авто- и железнодорожные пути, пожарное депо и здание сборки корпуса реактора. Введен в эксплуатацию пусковой комплекс теплоснабжения.

Ведутся подготовительные работы в котловане главного корпуса под бетонирование фундаментной плиты. Всего с начала сооружения энергоблока БН-800 освоено более 11% сметной стоимости объекта.

Таблица 1

№ п/п	Наименование параметров	Ед.изм.	Э/блок БН-600	Э/блок БН-800
1.	Тепловая мощность Электрическая мощность	МВт(т) МВт(э)	1470 600	2100 880
2.	Температура натрия 1-го контура при номинальной мощности: - на входе в активную зону; - на выходе из активной зоны	°C °C	380 550	354 547
3.	Температура натрия 2-го контура при номинальной мощности: - на выходе из теплообменника (вход в парогенератор); - на входе в теплообменник (выход из парогенератора)	°C °C	520 320	505 309
4.	Давление острого пара на выходе из парогенератора	МПа	14,2	14
5.	Температура острого пара на выходе из парогенератора	°C	505	490
6.	Давление питательной воды	МПа	18	17
7.	Температура питательной воды	°C	240	210
8.	Вид топлива		Диоксид урана	Смешанный диоксид урана и плутония
9.	Объем активной зоны	м <sup>3</sup>	3,5	4,5
10.	Среднее выгорание топлива в активной зоне	МВт сут/ кг	60	66

## АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

---

Технология строительства предполагает параллельное выполнение строительной части главного корпуса, вспомогательных зданий и укрупнительную сборку корпуса реактора в отдельном здании с последующим перемещением корпуса на штатное место в шахте реактора.

В ходе проектирования, сооружения и эксплуатации энергоблока БН-600 была создана эффективная система взаимоотношений персонала Белоярской АЭС с соответствующими научными, проектными и конструкторскими организациями. Эта система продолжает действовать и при проектировании и сооружении энергоблока БН-800.

Проект БН-800 является уникальной разработкой. Новые инженерные решения в области обеспечения безопасности, конструкторские и проектные новации являются существенным вкладом в дело дальнейшего развития технологии быстрых реакторов, а сооружение и опыт эксплуатации реактора БН-800 будут иметь решающее значение для успешной реализации последующих проектов.

Успешная эксплуатация энергоблока БН-600 Белоярской АЭС и строительство энергоблока БН-800 обеспечивают преемственность развития АЭС с реакторами на быстрых нейтронах в России и создают реальную базу для подготовки освоения энергоблоков данного типа всей отраслью с выходом на зарубежный рынок перспективных ядерных технологий.

Поступила в редакцию 22.02.2005

## СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКАЯ СИСТЕМА КГО РЕАКТОРА БН-600

**В.Ф. Росляков, Е.С. Лисицын, С.А. Гурьев, Н.А. Зобнин**  
*Белоярская АЭС, г. Заречный*



В статье представлена существующая спектрометрическая система КГО, предназначенная для регистрации и измерения активности продуктов деления в газовой полости реактора и модернизированная система КГО, в основе которой заложены современная измерительная аппаратура и программное обеспечение.

### **ВВЕДЕНИЕ**

Спектрометрическая система КГО реактора БН-600 предназначена для регистрации и измерения активности продуктов деления в газовой подушке реактора и в натрии первого контура.

Контроль защитного газа реактора осуществляется:

- на спектрометрическом участке газовой петли КГО (измерения циркулирующего по петле газа выполняются непрерывно);
- методом отбора проб газа в стандартную емкость и выполнения измерений в «хорошой» геометрии на лабораторном спектрометре (измерения выполняются при отключении газовой петли КГО или при выполнении градуировки спектрометрического участка газовой петли КГО).

Контроль натрия первого контура реактора осуществляется:

- на спектрометрическом участке натриевой петли КГО (измерения «замороженного» или циркулирующего по петле натрия выполняются периодически, для измерений используется переносной спектрометр);
- на системе непрерывного спектрометрического контроля натрия первого контура ЦЕНА (в основу действия устройства ЦЕНА положено свойство концентрировать на размещенных в потоке натрия гранулах графита некоторые растворенные в натрии радионуклиды, что позволяет проводить измерения как при работе реактора на мощности на фоне высокоактивного  $^{24}\text{Na}$ , так и во время останова реактора);
- методом спектрометрии проб натрия первого контура из штатного пробоотборника (пробы натрия, отобранные на остановленном реакторе в стандартные емкости, измеряются в «хорошой» геометрии на лабораторном спектрометре); эти измерения используются, в основном, для градуировки спектрометрического участка натриевой петли КГО и устройства ЦЕНА.

### **КРАТКОЕ ОПИСАНИЕ ДЕЙСТВУЮЩЕЙ СИСТЕМЫ**

Для автоматизированной регистрации продуктов деления в газовой подушке реактора (ГПР) и в натрии первого контура на БН-600 функционирует спектрометрическая система КГО. Система работает непрерывно в течение всей микрокампании.

© В.Ф. Росляков, Е.С. Лисицын, С.А. Гурьев, Н.А. Зобнин, 2005

Результаты измерений выдаются в локальную сеть и на принтер не реже одного раза в час.

Система представляет собой гамма-спектрометр, работающий одновременно на два измерительных тракта с Ge-Li полупроводниковыми детекторами (ППД) в каждом канале. По одному каналу осуществляется спектрометрический анализ состава гамма-радиоактивных нуклидов в ГПР, по другому – в натрии первого контура. Результаты обработки спектров гамма-излучения газа и натрия не реже одного раза в час поступают в локальную сеть БАЭС для их анализа специалистами лаборатории КГО и на пульт управления реактором для информирования операторов.

Автоматизация спектрометрических измерений системы КГО реактора БН-600 предпринималась с пуска реактора БН-600. В 80-е годы совместно со СНИИП г. Москвы была создана спектрометрическая установка ТРАПЕЦИЯ на базе анализатора УНО-4096 и микро-ЭВМ «Электроника-60». По своей идеологии система оказалась вполне жизнеспособной, но плохая надежность аппаратуры, малое время наработка на отказ, невозможность оперативного внесения изменений в программное обеспечение заставило искать другие технические решения. В начале 90-х гг. на БАЭС создана новая автоматизированная спектрометрическая система КГО.

Система была спроектирована и собрана, исходя из имеющегося на БАЭС оборудования, на базе промышленного анализатора АМ-А-02Ф1 и двух полупроводниковых детекторов типа ДГДК-50В и ДГДК-80В (рис. 1). Управление работой спектрометра и обработка спектров осуществляется ЭВМ типа ДВК-2М, входящей в состав системы. Учет времени набора, разделение спектров по трактам, корректировка активностей по генераторному пику, вывод на принтер и в локальную сеть БАЭС осуществляется доработанной штатной программой А4SRT. При доработке внесены изменения в логику работы программы в циклическом режиме, расчет активностей, энергетическая калибровка для второго тракта, добавлены коэффициенты для корректировки геометрии измерений, вывод в локальную сеть БАЭС и на принтер. Мате-

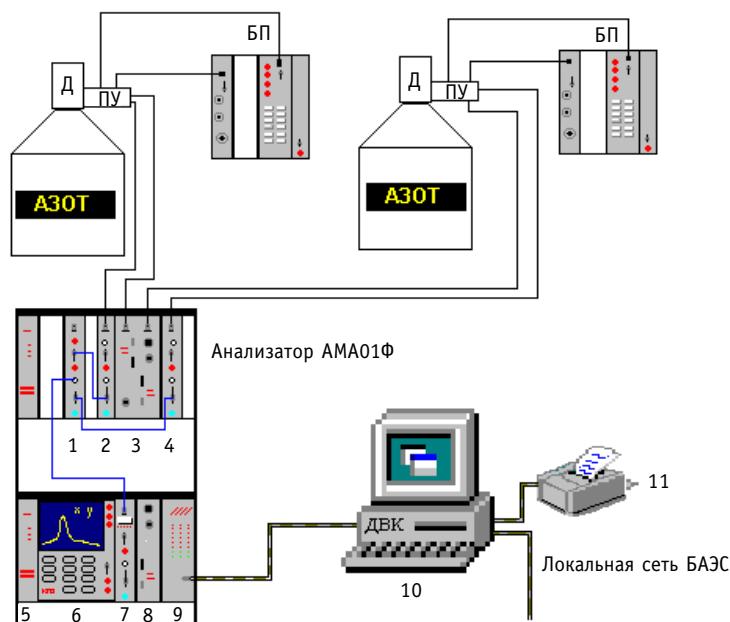


Рис.1: 1 – мультиплексор БКА-85М; 2 – усилитель БУС2-97; 3 – генератор БГА2-97; 4 – усилитель БУС2-97; 5 – таймер БТЭ-13; 6 – дисплей БВА-01Ф; 7 – АЦП БПА-01Ф; 8 – ОЗУ БОЗ-01Ф; 9 – блок связи БУП-06; 10 – микроЭВМ ДВК-2М; 11 – принтер МС6304; Д – детекторы ДГДК50В и ДГДК80В; БП – блок питания

матическая обработка оставлена без изменений. Программное обеспечение записано в ПЗУ и перезапускается при включении питания. Запуск в непрерывный режим осуществляется вручную после калибровки и настройки программы анализа спектров. Высокое и низкое напряжение для питания детекторов и предварительных усилителей берется со спектрометрических установок ЛАНГУР, отдельных для каждого детектора. Основное усиление и формирование импульсов осуществлялось усилителями БУС2-97. В дальнейшем они были заменены на БУИ-3К, что дало улучшение разрешения на 1 – 1,5 кэВ. Для одновременного набора двух спектров в каркас ВЕКТОР был добавлен мультиплексор на 2 канала. Период переключения каналов мультиплексора можно устанавливать 1 или 5 с. Время выбирается переключателем, находящимся на передней панели мультиплексора. Импульсные сигналы газового или натриевого трактов во время набора по очереди поступают на блок амплитудного преобразователя (АЦП). Информация о тракте в виде TTL-сигнала также поступает на блок ОЗУ и управляет записью информации в 1 или во 2 половину ОЗУ. После окончания времени набора в памяти компьютера имеем два спектра от различных источников информации. Далее программа в компьютере осуществляет поиск пиков контролируемых нуклидов, обсчитывает их и выводит на внешние устройства. Для корректировки результатов измерений при изменении загрузки по каждому тракту используется доработанный генератор стабильной амплитуды БГА2-97 на два канала с кварцевым задающим генератором частотой 50 Гц.

### **АНАЛИЗИРУЕМАЯ ИНФОРМАЦИЯ**

В защитном газе реактора спектрометрической системой регистрируются радионуклиды  $^{133}\text{Xe}$ ,  $^{135}\text{Xe}$ ,  $^{85\text{m}}\text{Kr}$ ,  $^{88}\text{Kr}$ ,  $^{87}\text{Kr}$  и  $^{41}\text{Ar}$ , по активности которых осуществляется контроль за регламентированными показателями (величина объемной радиоактивности газа в ГПР не должна превышать 7400 МБк/л). Кроме того, анализ динамики активности радионуклидов при разгерметизации топлива и анализ состава выходящего из твэлов газа позволяет оценивать количество твэлов с поврежденными оболочками, определять зону реактора, в которой с наибольшей вероятностью произошла их разгерметизация (активная зона, боковая зона воспроизводства, внутриреакторное хранилище), а в ряде случаев выгорание и тип поврежденного топлива.

В натрии первого контура регистрируются продукты деления  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{136}\text{Cs}$ ,  $^{138}\text{Cs}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{95}\text{Zr}$ ,  $^{140}\text{La}$  и продукты активации  $^{22}\text{Na}$ ,  $^{24}\text{Na}$ . По активности радионуклида  $^{137}\text{Cs}$  осуществляется контроль за регламентированными показателями (величина удельной активности  $^{137}\text{Cs}$  в натрии не должна превышать 185 МБк/кг). Анализ содержания продуктов деления в натрии используется для оценки степени повреждения оболочек негерметичных твэлов.

### **НЕДОСТАТКИ СУЩЕСТВУЮЩЕЙ СИСТЕМЫ**

Для анализа состояния оболочек твэлов с урановым топливом действующая спектрометрическая система КГО обладает удовлетворительными характеристиками: эффективностью регистрации гамма-излучения, разрешающей способностью каналов спектрометрии газа и натрия, программным обеспечением в части обработки гаммаспектров. Но в силу того, что данная система превратилась из экспериментальной в штатную, к ней предъявляются повышенные требования по надежности работы и качеству выдаваемых результатов, поэтому возникла необходимость модернизации системы. Существующая система обладает следующими параметрами, которые необходимо улучшить:

- слабое разрешение детекторов и спектрометрической аппаратуры (порядка 4–5 кэВ по линии 1332 кэВ);

- малая загрузочная способность, требующая корректировки выдаваемых результатов по пику от эталонного генератора;
- исходя из предыдущего пункта требуется очень стабильный по амплитуде и частоте выдаваемого сигнала эталонный генератор и использование дополнительной коллимации излучения при повышении загрузки;
- применение обрабатывающей микроЭВМ типа ДВК-2М накладывает свои ограничения на качество питающего напряжения, температуру окружающей среды, программное обеспечение;
- физическое и моральное старение как спектрометрической аппаратуры ВЕКТОР, так и обрабатывающего компьютера.

### ПЛАНИРУЕМАЯ СИСТЕМА

В настоящее время ведется работа по переходу на новую аппаратуру фирмы CANBERRA. В силу особенностей подключения и применения аппаратуры фирмы CANBERRA схема измерительных трактов изменяется (рис. 2).

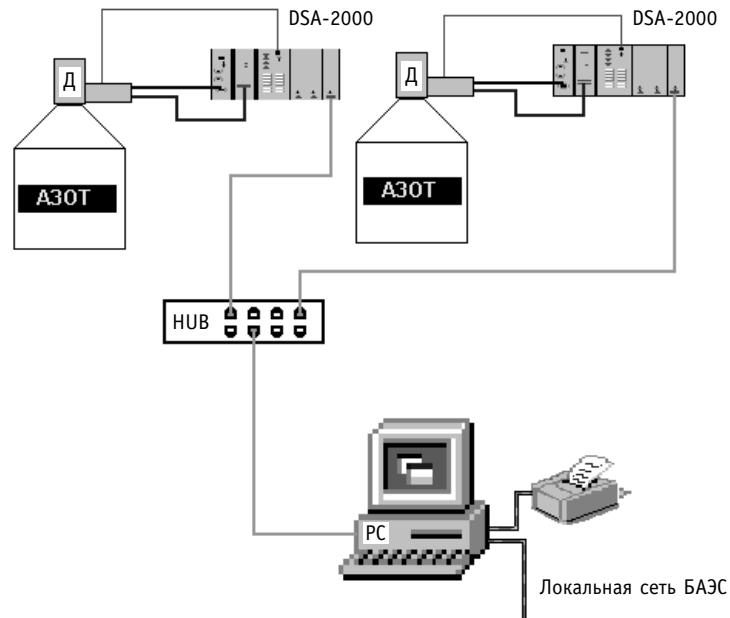


Рис. 2: Д – детектор с предварительным усилителем; DSA-2000 – цифровой анализатор импульсов; HUB – сетевой концентратор; РС – персональный компьютер

Применение детекторов из чистого германия позволит улучшить разрешение пиков и получить его порядка 2 кэВ по линии 1332 кэВ. Для увеличения максимальной входной загрузки выбраны цифровые анализаторы спектра типа DSA-2000. По характеристикам они выдерживают загрузку до 100000 имп/с практически без ухудшения разрешения и просчетов импульсов. На каждый детектор приходится один анализатор. Еще одно преимущество данного анализатора состоит в том, что он может управляться по локальной сети стандарта Ethernet с помощью персонального компьютера. Использование персонального компьютера обеспечит возможность применения современного и мощного программного обеспечения, новых алгоритмов и методов обработки спектров. При этом возрастает количество и особенно качество полученной информации, что позволит усовершенствовать используемые в настоящее время и разработать новые методики КГО твэлов.

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Результаты эксплуатации автоматизированной спектрометрической системы КГ0 в течение более 20-ти микрокампаний позволяют сделать вывод о том, что возможна полная автоматизация спектрометрических измерений для регистрации и отображения известных контролируемых нуклидов в непрерывных технологических процессах. При этом нет необходимости присутствия спектрометриста для обработки гамма-спектров. Человек необходим только для общего контроля системы и анализа выводимой информации.

Поступила в редакцию 14.02.2005

# ОБОСНОВАНИЕ РЕСУРСНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ШТАТНЫХ СТЕРЖНЕЙ А3 РЕАКТОРА БН-600

**Е.А. Козманов\*, В.А. Желтышев\*, А.А. Тузов\*\***

\* Белоярская АЭС, г. Заречный

\*\* ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А. И. Лейпунского, г. Обнинск



В статье изложены содержание и результаты выполненного комплекса работ в обоснование повышения ресурса штатных стержней аварийной защиты 1663.000.00 с 365 до 500 эфф.сут. Принимая во внимание высокую стоимость обогащенного карбида бора и достаточный запас работоспособности стержней А3 по физическим характеристикам поглотителя, на основании успешных результатов их эксплуатации, экспериментальных и расчетных исследований был сделан вывод о возможности и целесообразности увеличения эксплуатационного ресурса стержней А3 в реакторе БН-600 до 500 эфф.сут.

Стержни А3 1663.00.000 с небольшими изменениями в конструкции используются в реакторе БН-600 с момента его пуска. Назначенный ресурс стержней А3 составлял 365 эфф.сут. По расположению (рис. 1) и условиям работы стержней А3 заметному воздействию нейтронного потока подвергается только его нижняя часть. Соответственно выгорает поглотитель только в нижней части ПЭЛ нижнего рабочего звена. Среднее по стержню выгорание изотопа  $^{10}\text{B}$  к концу эксплуатации не превышает 3,5% ат. По существующим оценкам, требуемая от стержня А3 физическая эффективность сохраняется до выгорания изотопа  $^{10}\text{B}$  в 7% ат. Принимая во внимание высокую стоимость обогащенного карбида бора и достаточный запас работоспособности стержней А3 по физическим характеристикам поглотителя на фоне успешных результатов их эксплуатации, был сделан вывод о возможности и целесообразности увеличения эксплуатационного ресурса стержней А3 в реакторе БН-600 до 3-х межперегрузочных интервалов.

В рамках расчетно-экспериментального обоснования увеличения назначенного ресурса стержней А3 до 500 эфф.сут были проведены работы [1-3]:

- анализ фактической нагруженности конструкции и потери физической эффективности стержня А3 с учетом опыта эксплуатации;
- материаловедческие исследования стержня А3 после эксплуатации в течение 420 эфф.сут;
- анализ результатов послереакторных исследований элементов конструкции и поглотителя;
- ресурсные испытания стержней А3 в реакторе БН-600 на 455 и 480 эфф.сут;
- анализ технического состояния и расчетно-эмпирические исследования по обоснованию сохранения работоспособности штатными стержнями А3, А3-П при продлении ресурса до 500 эфф.сут;

---

© Е.А. Козманов, В.А. Желтышев, А.А. Тузов, 2005

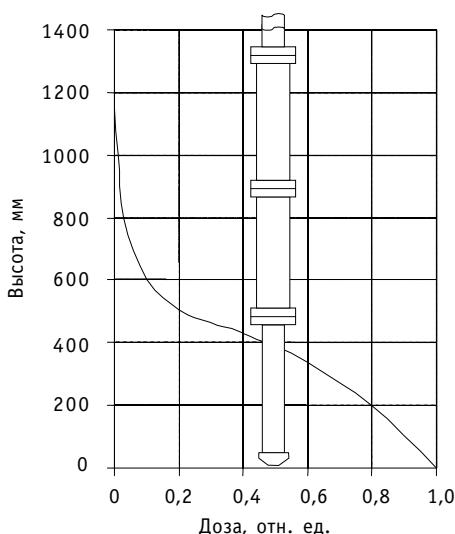


Рис. 1. Распределение повреждающей дозы по высоте стержня АЗ

- оформление в Госатомнадзоре РФ изменения «Условий действия лицензии на эксплуатацию энергоблока № 3 Белоярской атомной электрической станции», дающего право на эксплуатацию стержней аварийной защиты (1663.00.000 и 1663.00.000-01) с назначенным ресурсом 500 эфф.сут в составе СУЗ реактора БН-600.

Увеличение назначенного ресурса до 500 эфф.сут позволяет обеспечить эксплуатацию штатных стержней АЗ в течение трех полных микрокампаний в активной зоне 01М1 и модифицированной активной зоне 01М2. К 2006 г. экономический эффект от эксплуатации 16 стержней аварийной защиты 1663.00.000 с увеличенным назначенным ресурсом составит более 12 млн. руб. (в ценах 2004 г.).

## ПЕРВИЧНЫЕ И МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ ЭЛЕМЕНТОВ [1]

Основой для расчетных и материаловедческих исследований послужили результаты реакторных испытаний и первичных послереакторных исследований. В бассейне выдержки проводилась оценка технического состояния по внешнему виду и геометрии 15 стержней АЗ, выгружаемых с постепенным увеличением наработки до 480 эфф.сут (рис. 2). В «горячей» камере БАЭС проводилась разделка и первичные исследования составляющих элементов трех стержней АЗ, отработавших по специальным программам сверх назначенного ресурса до 115 эфф.сут.

Элементы конструкции стержней сохраняют стабильную геометрию после эксплуатации в течение 480 эфф.сут [1]. По результатам измерений установлено, что наиболее уязвимыми элементами конструкции являются труба нижнего удлинителя и хвостовик. Относительный прирост их диаметра  $\Delta d/d_0$  достигал 2% и 1,5% соответственно. Вытеснители сохранили прямолинейность, а изменения линейных размеров оболочек ПЭЛ не превышали 0,1 мм (менее 0,5%). Блоки карбида бора

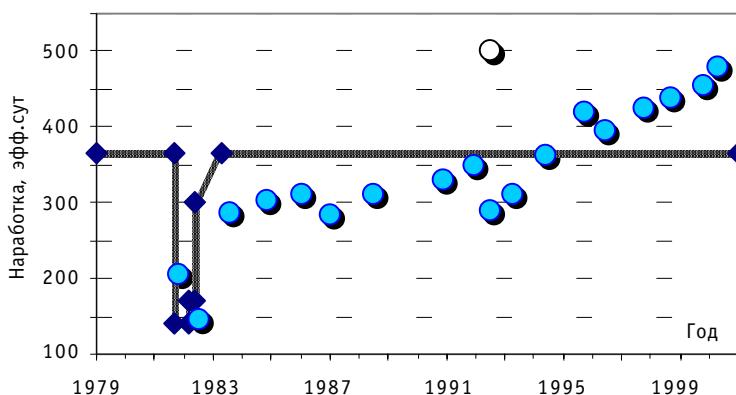


Рис. 2. Ресурс эксплуатации штатных стержней АЗ: ● назначенный ресурс; ○ достигнутый ресурс; ◆ опытный стержень

равномерно распухают под облучением по мере выгорания бора. Увеличение диаметра блоков происходит до 3–3,5% от исходного размера. Далее напряжения, возникающие при выделении гелия и трития в результате ( $n,\alpha$ ) и ( $n,2t$ )-реакций, приводят к растрескиванию блоков и выходу продуктов реакции из тела поглотителя. Осевой зазор по высоте ПЭЛ не выбирается. Радиальный зазор внутри оболочки частично заполняется потерявшими целостность таблетками. Следов жесткого контакта карбида бора с оболочкой обнаружено не было.

В рамках материаловедческих исследований определялись следующие характеристики и свойства:

- механические характеристики материала оболочек ПЭЛ и нижнего удлинителя стержня;
- микроструктура сварных швов и материала оболочек ПЭЛ и нижнего удлинителя стержня;
- микротвердость материала оболочек и сварных соединений ПЭЛ, сварных швов и материала нижнего удлинителя стержня.

После 420 эффектив. сут прочностные характеристики в нижней части оболочек ПЭЛ (сталь ЭИ-847) при рабочих температурах составляют порядка 700 МПа, пластичность материала при этом была не ниже 1,4–3,0%.

В большей мере отмечено снижение механических свойств при испытании образцов материала удлинителя (сталь X18H10T) в тангенциальном направлении – наблюдается падение равномерного и общего удлинения до нуля. При этом в продольном, более вероятном по приложению нагрузок при перегрузке стержня направлении, прочностные и пластические свойства остаются на приемлемом уровне – 790 МПа и 2% соответственно.

Продолжение эксплуатации стержня А3 на 80 – 100 эффектив. сут в тех же условиях не приведет к заметному изменению механических свойств и оболочки, и удлинителя.

Металлографические исследования материала и сварных соединений оболочек ПЭЛ и нижнего удлинителя показали, что структурное состояние материала и сварных швов является типичным, коррозионных повреждений не выявлено; дефектов в теле швов не обнаружено; герметичность сварных соединений не нарушена.

### **РАЗРАБОТКА КРИТЕРИЕВ ПРЕДЕЛЬНОГО СОСТОЯНИЯ И МОДЕЛИ РАСЧЕТНОЙ ОЦЕНКИ ОСТАТОЧНОГО РЕСУРСА СТЕРЖНЕЙ [3]**

На основе всех имеющихся материалов по данной теме были установлены основные факторы, лимитирующие работоспособность стержней А3. К ним относятся: радиационно-стимулированное формоизменение конструкционных элементов (увеличение линейных размеров и формы); радиационное охрупчивание сталей, из которых изготовлены элементы стержней; выгорание поглотителя.

В качестве критериев предельного состояния элементов стержней А3 были предложены и обоснованы следующие:

- изменение линейных размеров и формы конструкционных элементов вследствие радиационного распухания, препятствующее перемещению в активной зоне реактора и при перегрузке;
- выгорание поглотителя, при котором физическая эффективность стержня снижается до минимального значения, определенного нормативными документами;
- снижение прочностных свойств материалов конструкционных элементов до значений, не обеспечивающих сохранение целостности в условиях нормальной и аварийной эксплуатации.

Физические расчеты показали, что при эксплуатации в течение 500 эфф.сут потеря физической эффективности стержнем А3 составит не более 1,4%, что существенно ниже допустимой потери (10%), установленной нормативными документами для стержней аварийной защиты.

Для обоснования работоспособности стержня в нормальных и аварийных режимах эксплуатации были проведены расчеты различных элементов конструкции на прочность с учетом прогнозируемой деградации механических свойств конструкционных материалов.

Результаты расчетов показали, что хвостовик и труба удлинителя сохраняют запас работоспособности по своим прочностным свойствам. Стержень сохраняет достаточный запас работоспособности: по условиям циклической прочности; по условиям прочности при сейсмических нагрузках; в режиме БАЗ при проектных авариях. При расчетах напряженно-деформированного состояния ПЭЛ получено, что максимальное значение наиболее опасных азимутальных температурных напряжений в оболочке ПЭЛ стержня, возникающих при срабатывании аварийной защиты в конце увеличенного ресурса, почти в два раза, а максимальная величина накопленной деформации почти в три раза меньше предельно допустимых значений.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Таким образом, экспериментальные и расчетные исследования позволили спрогнозировать безопасную эксплуатацию и обосновать назначенный ресурс штатных стержней А3 1663.000.00 в активной зоне БН-600 в течение ~500 эфф.сут [4].

Помимо этого, в процессе выполнения представленного комплекса работ была разработана программа первичных исследований стержня А3, ставшая прототипом программ исследований стержней СУЗ; разработан и реализован способ нестандартных дистанционных измерений блоков поглотителя, который также взят на вооружение при подобных исследованиях. Была успешно апробирована разработанная методика расчетно-экспериментального обоснования работоспособности стержней СУЗ реакторов БН.

## Литература

1. Козманов Е.А., Мальцев В.В., Огородов А.Н., Росляков В.Ф. Комплекс работ по повышению ресурса стержней А3 реактора БН-600/Научно-техническая конф. «Свердловскому ядерному научному центру 35 лет». – ГУДПСФ НИКИЭТ, Заречный, 2001.
2. Желтышев В.А., Мальцев В.В., Лыжин А.А. Проблемы продления ресурса рабочих органов СУЗ/Международная научно-техническая конф. «Опыт конструирования, производства и эксплуатации органов регулирования ядерных реакторов». – М.: ГПМЗП, 2002.
3. Поплавский В.М., Тузов А.А., Камаев А.А., Мальцев В.В., Козманов Е.А. Расчетно-экспериментальные исследования в обоснование увеличения ресурса стержней аварийной защиты (сб.1663) реактора БН-600 до 500 эфф.сут/VII Всероссийская конф. по реакторному материаловедению. – ГНЦ РФ НИИАР, Димитровград, 2003.
4. Стержень аварийной защиты аппарата БН-600. Технические условия. – ТУ 95.5063-76 1663.00.000 ТУ.

Поступила в редакцию 14.02.2005

# КОНЦЕПЦИЯ ОЦЕНКИ БЕЗОПАСНОСТИ ЭНЕРГОБЛОКА БН-600

**Н.Н. Ошканов, А.И. Карпенко, П.П. Говоров, А.А. Кузнецов**  
*Белоярская АЭС, г. Заречный*



В статье рассматривается вариант концепции оценки безопасности энергоблока БН-600 Белоярской АЭС. Предлагается оценивать как текущее состояние блока (контроль целостности физических барьеров, контроль пределов и условий безопасной эксплуатации), так и прогноз возможных изменений в состоянии блока с учетом текущих значений технологических параметров и режимов работы оборудования.

Целью данной работы является разработка концепции оценки безопасности действующего энергоблока БН-600 Белоярской АЭС, наглядное представление результатов такой оценки и автоматизация самого процесса оценки безопасности.

Оценку безопасности предполагается проводить в двух направлениях:

- оценка текущего состояния энергоблока, включающая в себя контроль целостности физических барьеров на пути распространения активности и контроль пределов и условий безопасной эксплуатации;
- прогноз состояния энергоблока с учетом текущих значений технологических параметров и режимов работы оборудования.

## КОНТРОЛЬ ЦЕЛОСТИ ФИЗИЧЕСКИХ БАРЬЕРОВ

Система физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения применительно к энергоблоку БН-600 включает в себя:

- топливные матрицы («таблетки»);
- оболочку тепловыделяющего элемента (нержавеющая сталь);
- границы контура теплоносителя (корпус реактора, трубопроводы и оборудование первого контура за пределами реактора);
- герметичное ограждение локализующих систем безопасности (страховочный кожух реактора, кожуха оборудования и трубопроводов первого контура за пределами реактора);
- шахту реактора, верхнюю неподвижную защиту (ВНЗ).

Контроль целостности при использовании имеющихся технических и методических средств возможен таким образом:

**1-2 барьера.** При использовании имеющихся технических и методических средств возможен только качественный контроль целостности. Сложность реализации количественного контроля обусловлена следующим: в ПБЯ РУ АС-89 эксплуатационный предел повреждения твэлов составляет 0,05% твэлов с газовой неплотностью и 0,005% твэлов с прямым контактом топлива с теплоносителем (предел безопасной

эксплуатации соответственно 0,1% и 0,01%). Определить количество поврежденных твэлов в настоящее время практически невозможно, т.к. определяется лишь характер дефекта – нарушение первого и второго барьеров (появление запаздывающих нейтронов), либо нарушение только второго барьера (рост активности аргона в газовой полости реактора (ГПР)). Тем не менее величины удельной активности газа в ГПР и скорости роста запаздывающих нейтронов позволяют контролировать целостность первого и второго барьеров.

**3-й барьер.** Корпус реактора – контроль целостности возможен по повышению давления аргона и по появлению аэрозолей натрия в страховочном кожухе.

**4-й барьер.** Страховочный кожух реактора – контроль целостности возможен по уменьшению давления аргона в полости.

Контроль целостности оборудования и трубопроводов первого контура, а также их кожухов возможен по объемной активности газа и мощности дозы в различных помещениях и на оборудовании первого контура.

**5-й барьер.** Контроль целостности пятого барьера возможен по изменению мощности дозы гамма-излучения под колпаком реактора, в выгородках ГЧН-1 и в центральном зале.

Таким образом, на энергоблоке БН-600 имеется возможность оперативного контроля состояния всех пяти физических барьеров безопасности. Наглядная схема контроля представлена на рис. 1.

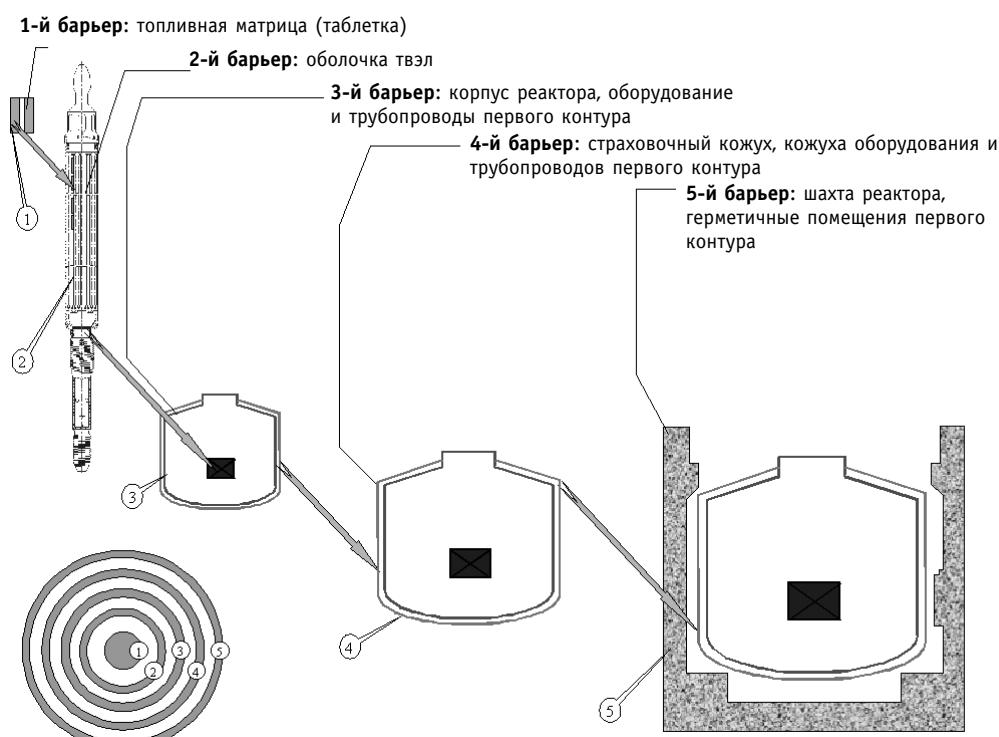


Рис.1. Схема представления информации о текущем состоянии барьеров безопасности энергоблока БН-600

## КОНТРОЛЬ ПРЕДЕЛОВ И УСЛОВИЙ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ

В проекте атомной станции закладываются определенные рамки и ограничения с точки зрения безопасности, и атомная станция должна эксплуатироваться в рамках этих ограничений, сформулированных в виде:

- пределов безопасной эксплуатации – установленных проектом значений технологических параметров и характеристик состояния систем и оборудования, отклонение от которых может привести к аварии;
- условий безопасной эксплуатации – установленных проектом минимальных требований к количеству, состоянию работоспособности, характеристикам и техническому обслуживанию систем и оборудования, важных для безопасности, и при которых обеспечивается соблюдение пределов безопасной эксплуатации.

Соблюдение установленных пределов и условий безопасной эксплуатации гарантирует защиту от повреждений и сохранение работоспособности физических барьеров безопасности.

Основным документом, устанавливающим конкретные пределы и условия безопасной эксплуатации, является технологический регламент эксплуатации энергоблока. **Некоторые пределы и условия безопасной эксплуатации применительно к энергоблоку БН-600 Белоярской АЭС**

1. Пределы безопасной эксплуатации:

- расчетная мощность одной тепловыделяющей сборки (ТВС) зоны большого обогащения – не более 4,7 МВт;
- номинальная линейная нагрузка на твэлы штатных ТВС – не более 48 кВт/м.

2. Условия безопасной эксплуатации:

- работоспособность систем, важных для безопасности (реактор и система теплоотвода первого, второго, третьего контуров, вспомогательные системы первого контура по натрию и газу, система контроля и управления и т.д.);
- работоспособность быстродействующей аварийной защиты (БАЗ).

Технологические параметры энергоблока БН-600 позволяют прямо или косвенно контролировать соблюдение пределов и условий безопасной эксплуатации, т.е. имеется возможность наглядного представления о их текущем состоянии. Пример схемы представления информации о текущем состоянии соблюдения пределов и условий безопасной эксплуатации показан на рис. 2.

Значения технологических параметров и состояние оборудования, определяющие соблюдение пределов и условий безопасной эксплуатации, представляются на едином поле в виде некоторой кривой (см. рис. 2). В нижней части поля расположен символ объединенного критерия текущего состояния безопасности, представляющего собой некий параметр, изменяющийся при нарушении хотя бы одного предела или условия безопасной эксплуатации.

Такая схема представления информации о выполнении пределов и условий безопасной эксплуатации пригодна для реализации в виде компьютерной программы при разработке соответствующей методики.

### **ПРОГНОЗ ИЗМЕНЕНИЙ СОСТОЯНИЯ ЭНЕРГОБЛОКА С УЧЕТОМ ТЕКУЩИХ ЗНАЧЕНИЙ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ И РЕЖИМОВ РАБОТЫ ОБОРУДОВАНИЯ**

Задачу прогноза изменений состояния энергоблока БН-600 можно реализовать путем математического моделирования протекания нежелательных с точки зрения безопасности физических процессов при возникновении каких-либо исходных событий, а также прогноза перетекания этих процессов в нарушения нормальной эксплуатации, предаварийные ситуации и аварии. Такое моделирование необходимо проводить с использованием «Вероятностного анализа безопасности энергоблока с реактором БН-600». Реализация процесса моделирования возможна после создания библиотеки нежелательных процессов, возможных нарушений нормальной эксплуатации, предаварийных ситуаций и аварий с использованием логического аппарата и вычислением вероятностей событий по тем или иным ветвям логического процесса.

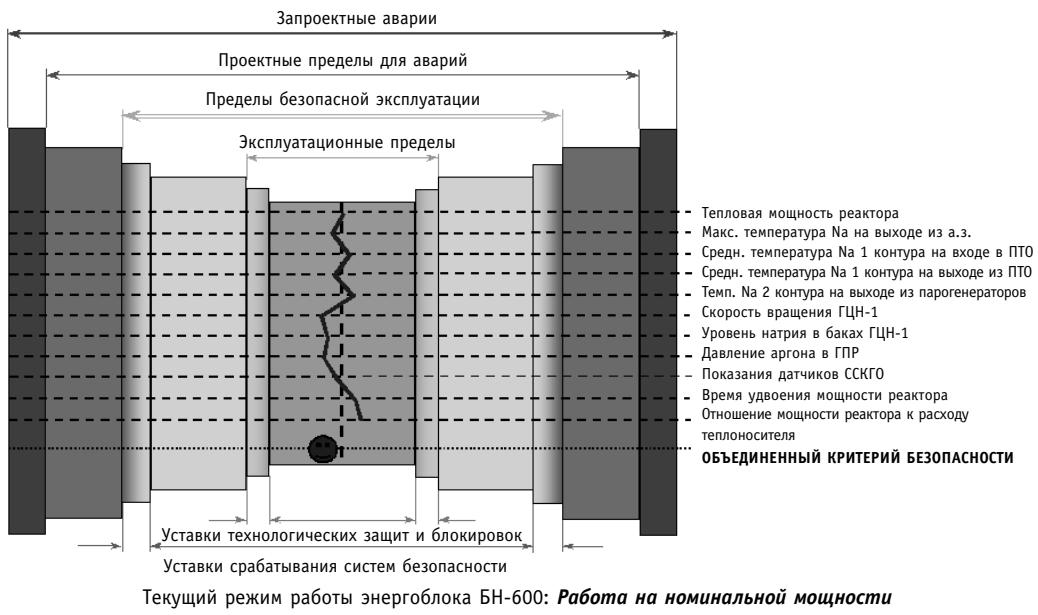


Рис.2. Пример представления информации о текущем состоянии соблюдения пределов и условий безопасной эксплуатации

Технически такой процесс моделирования может быть реализован в виде экспертной системы.

В качестве исходных событий необходимо рассматривать изменения значений технологических параметров энергоблока, превышающие известные погрешности средств измерений этих параметров, а также изменения дискретных и инициативных параметров, характеризующих состояние запорной арматуры, включения/отключения насосов, вентиляторов и т.п. Точность прогноза возможных будущих изменений состояния энергоблока будет напрямую зависеть от объема исходной информации (параметры энергоблока, состояние оборудования и т.п.), а также от наличия или отсутствия подсистемы диагностики информационных каналов.

В качестве примера на рис. 3 представлена упрощенная логическая последовательность вероятных событий, которые могут быть вызваны изменением показаний уровнемера в одном из ГЧН второго контура (исходное событие).

На рис. 3 представлена логическая последовательность возможных событий, вызванных возможными изменениями тех или иных параметров, зависящих от рассматриваемого исходного события. Кроме того, в рассматриваемом примере предусмотрена возможность диагностики средств измерений (уровнемеров). Конечная цель анализа изменений технологических параметров – определение собственно исходного события (терминология в данном случае – согласно «Вероятностного анализа безопасности...»). В приведенном примере в качестве такого исходного события рассматривается нарушение межконтурной плотности промежуточного теплообменника (ПТО). Далее показаны возможные варианты развития такого исходного события и их влияние на безопасность энергоблока в целом. Самый неблагоприятный вариант в данном примере – отказ системы аварийного отвода тепла с потерей всех каналов теплоотвода, т.е. невыполнение одной из трех фундаментальных функций безопасности. В этом случае происходит повреждение активной зоны (см. рис.3).

Вероятности наступления того или иного конечного состояния энергоблока при рассматриваемом исходном событии – задача отдельного исследования и в данной

## БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

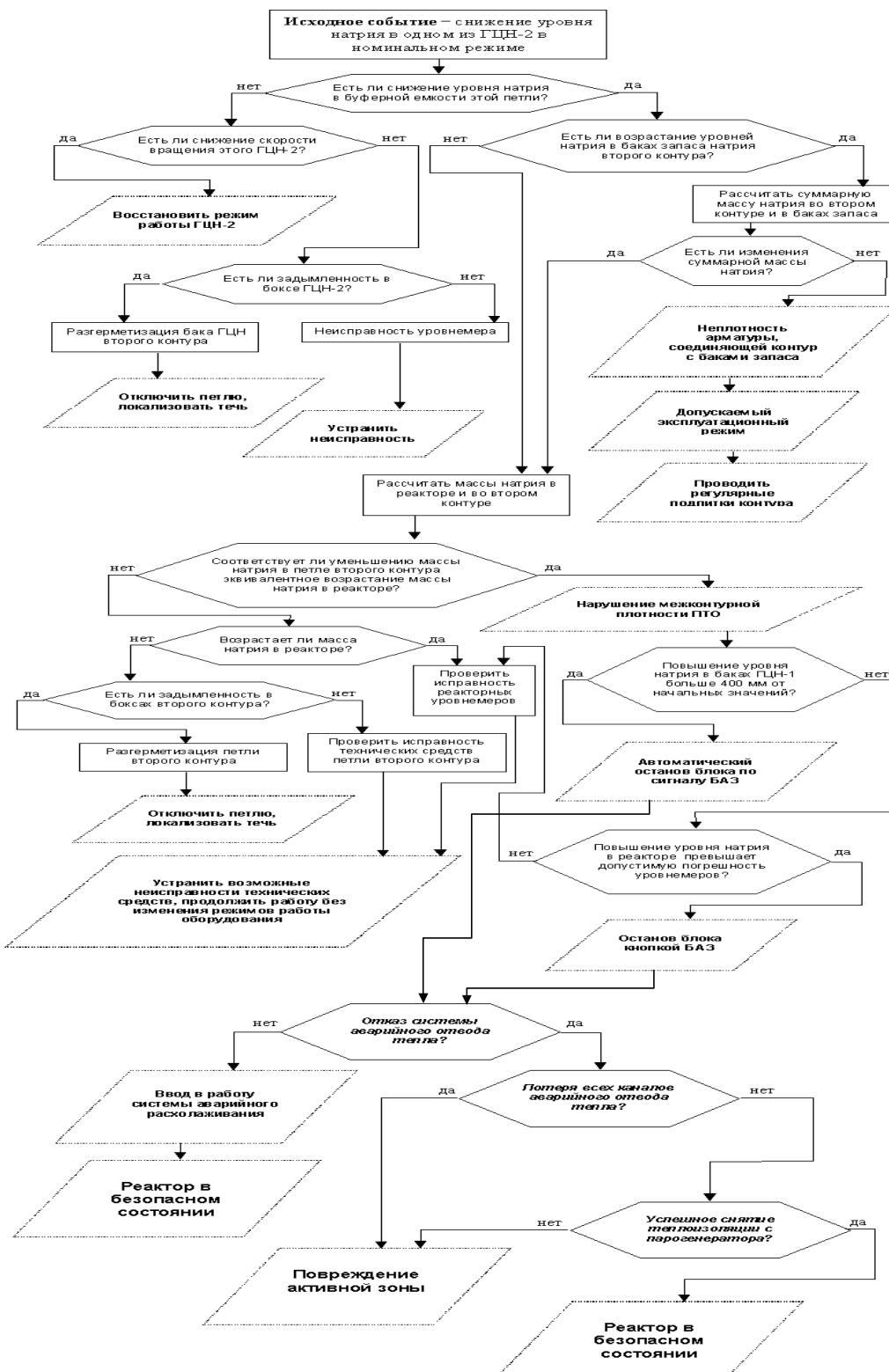


Рис.3. Возможные конечные состояния энергоблока при наступлении заданного исходного события

работе не рассматривается.

При создании экспертной системы, реализующей такой прогноз вероятных последствий изменений технологических параметров, необходим учет как можно большего количества параметров, в том числе параметров работы вспомогательного, обеспечивающего и т.п. оборудования (например, параметры дистиллятных и маслосистем насосов). Кроме того, необходим анализ всех возможных ветвей, приводящих к тем или иным конечным состояниям (в рассмотренном примере на рис.3 – это течи настрия, отключения петли) с определениями вероятностей наступления различных конечных состояний.

## **ВАРИАНТ ПРЕДСТАВЛЕНИЯ РЕЗУЛЬТАТОВ И ТРЕБОВАНИЯ К СИСТЕМЕ ОЦЕНКИ БЕЗОПАСНОСТИ**

Рассматривается вариант представления результатов оценки безопасности применительно к лицам, имеющим непосредственные возможности для влияния на безопасность (оперативный персонал энергоблока атомной станции).

При разработке формы представления результатов оценки безопасности необходимо учесть следующих моментов:

- результат оценки должен быть представлен в виде некоего наглядного, интуитивно понятного образа;
- этот образ должен вызывать у оператора совершенно четкие ассоциации о текущем и прогнозируемом состоянии безопасности энергоблока;
- при нормальном текущем и прогнозируемом уровне безопасности образ должен быть естественным дополнением обстановки, окружающей оператора, т.е. не отвлекать на себя внимания;
- при нормальном текущем, но нежелательном прогнозируемом уровне безопасности образ должен привлекать к себе внимание и побуждать оператора к осмыслению ситуации и принятию соответствующих решений;
- при нарушении пределов и условий безопасной эксплуатации, либо барьеров безопасности состояние образа должно побуждать оператора к быстрому, инстинктивному принятию верного решения.

Вариант такого образа может быть представлен в виде символической точки. При нормальном текущем и прогнозируемом уровне безопасности образ совершает плавные, спокойные перемещения. Общее эмоциональное впечатление от такого образа: с одной стороны – ощущение стабильности и надежности, с другой стороны – ощущение действия, работы, функционирования.

При нормальном текущем, но нежелательном прогнозируемом уровне безопасности скорость перемещений точки по экрану возрастает и точка начинает мигать. Общее эмоциональное впечатление от такого образа – предупреждение о возможной опасности, побуждение к осмысливанию ситуации и планированию действий.

При нарушении пределов и условий безопасной эксплуатации, либо барьеров безопасности скорость перемещений образа по экрану возрастает многократно, цвет точки меняется на густо-красный, пульсирующий, а цвет экрана меняется со спокойного на ядовито-яркий, пульсирующий. Общее эмоциональное впечатление от такого образа – побуждение к немедленным активным действиям.

Для уточнения текущей или прогнозируемой аномалии оператор может «раскрыть» образ по принципу матрешки. Так, верхнему уровню соответствует символ точки, ниже может располагаться слайд контроля целостности барьеров безопасности, еще ниже – слайд пределов и условий безопасной эксплуатации, далее – слайды состояния оборудования и т.д. Конкретный узел (узлы) возникновения или прогнозирования аномалии должны определяться автоматически и соответственно выводиться на экран при запросе оператора.

Для качественного и надежного функционирования системы оценки безопасности необходимо выполнение следующих основных требований.

1. Максимально надежная техническая часть системы.
2. Полное исключение многозадачности и многофункциональности системы (т.е. аппаратная часть должна использоваться только для оценки безопасности).
3. Максимально возможное количество контролируемых параметров энергоблока с обязательной диагностикой средств контроля.
4. Максимально полная библиотека нежелательных с точки зрения безопасности процессов, возможных нарушений нормальной эксплуатации, предаварийных ситуаций и аварий.
5. Анализ всех возможных путей развития отклонений параметров.

### **Литература**

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ –88/97. ПНАЭ Г-01-011-97.
2. Безопасность атомных станций: Справочник. - EDF - РОСЭНЕРГОАТОМ - ВНИИАЭС.
3. Технологический регламент эксплуатации энергоблока №3 Белоярской АЭС.
4. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций: ПБЯ РУ АС-89.
5. Проталинский О.М. Система диагностики предаварийных ситуаций//Приборы и системы. Управление, контроль, диагностика. – 2003. – № 12.

Поступила в редакцию 14.02.2005

# КОНТРОЛЬ МЕЖКОНТУРНОЙ ПЛОТНОСТИ ПРОМЕЖУТОЧНЫХ ТЕПЛООБМЕННИКОВ РЕАКТОРА БН-600

**А.А. Кузнецов, П.П. Говоров, А.И. Карпенко**  
Белоярская АЭС, г. Заречный



В статье рассматривается способ контроля межконтурной плотности промежуточных теплообменников энергоблока БН-600, основанный на сравнении результатов расчетов масс натрия за различные моменты времени. Выбор массы натрия в качестве контролируемой величины обусловлен преимуществами рассчитываемой величины массы по сравнению с непосредственно измеряемыми величинами. Для контроля плотности необходимо и достаточно знать всего две величины – массу натрия в реакторе и массу натрия во втором контуре.

## ВВЕДЕНИЕ

На энергоблоке с быстрым натриевым реактором используется трехконтурная схема отвода тепла от активной зоны. Теплоносителем первого и второго контуров является жидкий натрий, в качестве рабочего тела в третьем контуре используется перегретый пар, получаемый путем нагрева, последующего испарения и перегрева питательной воды в прямоточных секционно-модульных парогенераторах теплом натрия второго контура.

Избыточные давления сред в рабочих контурах в номинальном режиме работы блока следующие:

- избыточное давление натрия первого контура в промежуточных теплообменниках (ПТО) ~0,03 МПа;
- избыточное давление натрия второго контура на напоре главных циркуляционных насосов второго контура (ГЦН-2) ~0,3 МПа;
- давление питательной воды на входе в парогенераторы (ПГ) ~16 МПа.

В рабочих контурах давления сред неодинаковы, и в аппаратах, разделяющих эти среды (парогенераторы и ПТО), при возникновении каких-либо повреждений, повлекших за собой нарушение герметичности аппаратов, будет происходить смешивание разделяемых сред (в том числе и с химическим взаимодействием) с перетоком такой смеси в сторону меньшего давления.

При возникновении неплотности в парогенераторах должно происходить химическое взаимодействие натрия и воды с образованием продуктов взаимодействия (в том числе водорода) и повышением давления, особенно в натриевом контуре, т.е. очевидно наличие явных признаков, характеризующих появление неплотности, что существенно упрощает задачу диагностирования такого процесса, которая и реализо-

вана на энергоблоке БН-600 (например, индикаторы водорода в натрии второго контура).

При возникновении неплотности в промежуточных теплообменниках (ПТО) «натрий-натрий», установленных внутри реактора, химического взаимодействия сред нет, процесс должен сопровождаться только некоторым повышением давления аргона в газовой полости реактора (ГПР) и повышением уровня натрия в реакторе. Вследствие меньшей разности давлений сред в первом и втором контурах (~0,25 МПа), по сравнению с разностью давлений сред во втором и третьем контурах (~14,5 МПа), и отсутствию процесса химического взаимодействия при контакте сред в ПТО, признаки появления неплотности в промежуточном теплообменнике существенно менее очевидны, чем признаки появления неплотности в парогенераторе, что усложняет задачу контроля межконтурной плотности в ПТО.

### **ОПИСАНИЕ МЕТОДИКИ КОНТРОЛЯ**

Методика устанавливает последовательность операций, конечной целью которых является определение возможной межконтурной течи промежуточных теплообменников (ПТО) реактора БН-600.

В качестве контролируемых величин используются значения масс натрия в реакторе и во втором контуре в выбранные моменты времени.

Процесс контроля межконтурной плотности сводится к сравнению изменений масс натрия в реакторе и во втором контуре за заданные временные промежутки.

В методике учитываются температурные эффекты теплоносителя и режимы работы главных циркуляционных насосов (ГЦН-1, 2) первого и второго контуров (изменение объемов и уровней натрия при росте его температур и изменении скоростей вращения насосов) и эффекты теплового объемного расширения металлоконструкций (изменение объемов металлоконструкций при изменении их температур).

Выбор в качестве контролируемой величины массы натрия обусловлен следующими преимуществами рассчитываемой величины массы по сравнению с непосредственно измеряемыми величинами (давлениями аргона и уровнями натрия):

- масса натрия в реакторе и во втором контуре в случае их герметичности – есть величина постоянная в любых режимах работы энергоблока при любых температурных состояниях теплоносителя и металлоконструкций, в отличие от уровней натрия;
- для контроля межконтурной плотности ПТО необходимо и достаточно знать всего две величины – массу натрия в реакторе и массу натрия во втором контуре, в то время как при использовании уровней натрия в качестве таких величин, необходимо иметь в виду, что, например, в реакторе БН-600 имеется 6 объемов с различными значениями уровней натрия («горячий» бак, три бака ГЦН-1, центральная поворотная колонна (ЦПК), трасса охлаждения корпуса реактора);
- величина массы натрия не зависит от давления аргона в газовых полостях, которое, в свою очередь, зависит от утечки газа и восполнения этой утечки из ресиверов.

Масса натрия в реакторе складывается из масс натрия в «горячем» и «холодном» баках, во всех ГЦН-1 и ПТО, в активной зоне и в боковом экране, в напорной камере и трубопроводах, а также масс натрия в щелевом пространстве охлаждения корпуса реактора и в нижней (негерметичной) части ЦПК. При расчете массы натрия в реакторе сначала определяется внутренний объем части корпуса реактора, занятой натрием, при заданной температуре (распределении температур) и положении отметки уровня натрия в баке реактора. Затем определяются объемы всех внутрикорпусных устройств (ВКУ) с учетом известных температур и положений отметок уровней натрия, отдельно определяются объемы натрия первого контура внутри ВКУ с учетом

известных температур. Далее по известным объемам и плотностям натрия определяются массы теплоносителя. В конце рассчитывается суммарная масса натрия в реакторе в выбранный момент времени. Аналогичные расчеты проводятся для другого момента времени. Определяется погрешность расчета массы, состоящая из методической погрешности (определяется неточностью расчета объемов, плотностей и др.) и погрешности средств измерений (термопар, уровнемеров).

Для повышения надежности процесса контроля рассчитывается масса натрия во втором контуре. При этом, в случае появления в реакторе неплотного ПТО, возрастанию массы натрия первого контура будет соответствовать эквивалентное снижение массы натрия второго контура.

При появлении в реакторе неплотного ПТО должно выполняться следующее условие:

$$\begin{cases} m_{\text{Na},p}^i - m_{\text{Na},p}^1 \geq \Delta m_p \\ m_{\text{Na},2}^1 - m_{\text{Na},2}^i \geq \Delta m_{2-k}, \text{ кг}, \end{cases} \quad (1)$$

где  $m_{\text{Na},p}^1$  – масса натрия в первом контуре в первый момент времени, кг;  $m_{\text{Na},p}^i$  – масса натрия в реакторе в  $i$ - момент времени, кг;  $m_{\text{Na},2}^1$  – масса натрия в петле второго контура в первый момент времени, кг;  $m_{\text{Na},2}^i$  – масса натрия в петле второго контура в  $i$ - момент времени, кг;  $\Delta m_p$  – максимальная расчетная погрешность при определении массы натрия в реакторе, кг;  $\Delta m_{2-k}$  – максимальная расчетная погрешность при определении массы натрия в петле второго контура, кг.

Выполнение условия (1) проверяется для каждой петли второго контура.

Схема процесса контроля плотности ПТО представлена на рис.1.

## РЕАЛИЗАЦИЯ МЕТОДИКИ

Для реализации методики оперативного контроля межконтурной плотности ПТО, основанной на результатах анализа вероятных изменений масс натрия в реакторе и во втором контуре, разработана программа M\_SODIUM для персонального компьютера.

Процесс контроля межконтурной неплотности сводится к автоматическому сравнению вероятных изменений масс натрия в реакторе и во втором контуре за определенные временные промежутки в течение микрокампании. Предусмотрена возможность учета массы натрия в баках запаса второго контура с целью учета возможных перетечек натрия из контура в баки запаса через неплотную арматуру (допускаемый эксплуатационный режим) при работе реактора на номинальной мощности. Предусмотрена возможность определения массы натрия, сливающегося (доливаемого) из реактора во время ППР, а также решение других прикладных задач (см. ниже).

Для написания программы использовался язык программирования Delphi-5 фирмы Borland. Пакет программ предназначен для использования в операционных системах Windows 95, 98, XP.

Внешний вид рабочих окон программы для различных режимов ее работы представлен на рис.2, 3. Вывод результатов контроля предусмотрен в форме бланка (см. рис.4).

Основной результат контроля – определение наличия или отсутствия межконтурной неплотности ПТО – представлен в нижней части бланка в виде надписи «Межконтурная неплотность в ПТО отсутствует» в случае отсутствия неплотного ПТО, или «Межконтурная неплотность в ПТО !!!» в случае появления неплотного ПТО.

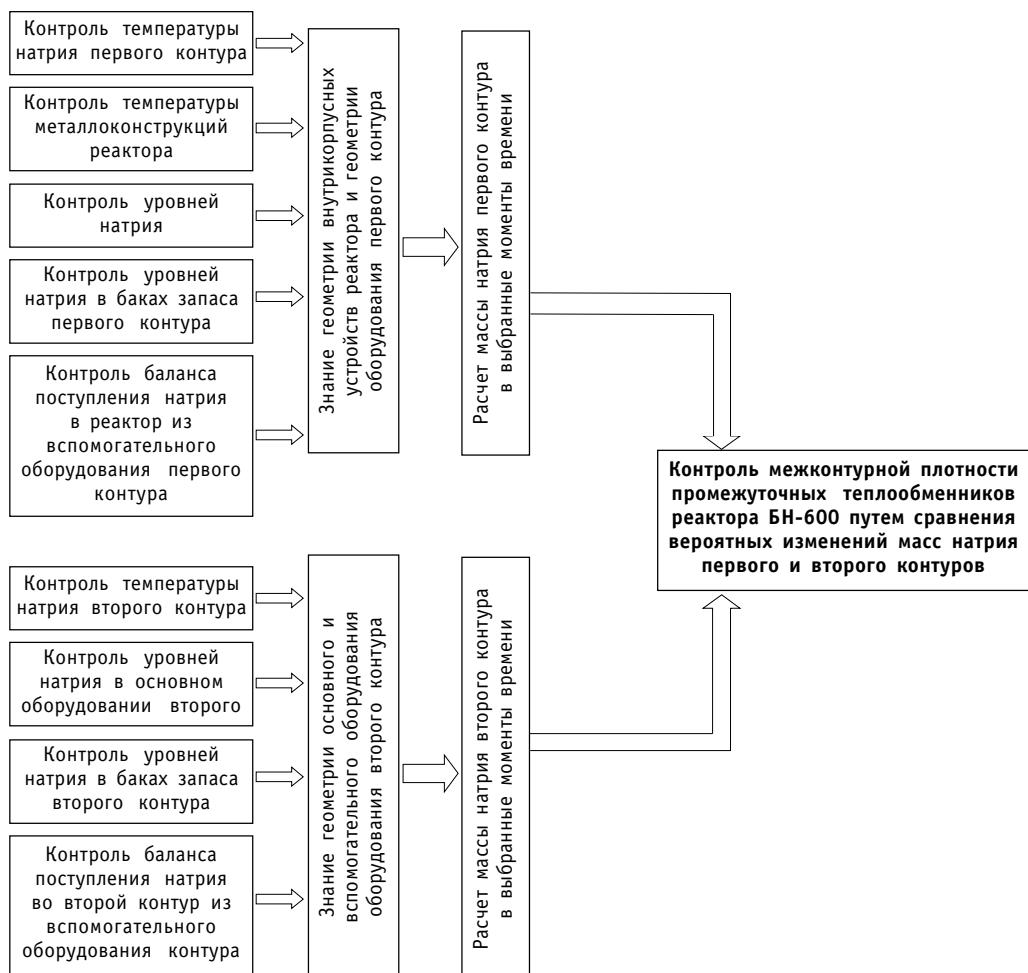


Рис. 1. Схема процесса контроля межконтурной плотности промежуточных теплообменников реактора БН-600

## УНИВЕРСАЛЬНОСТЬ МЕТОДИКИ И ПРОГРАММЫ

Кроме основного применения методики и программы M\_SODIUM, а именно – оперативного контроля межконтурной плотности ПТО, возможны следующие варианты использования указанных продуктов:

- 1) определение количества натрия, сливающегося (доливаемого) из реактора во время операций по дренированию (подпитке);

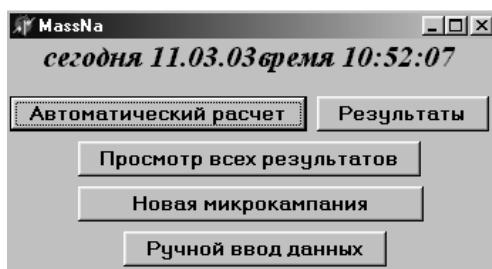


Рис.2. Внешний вид окна программы после ее запуска

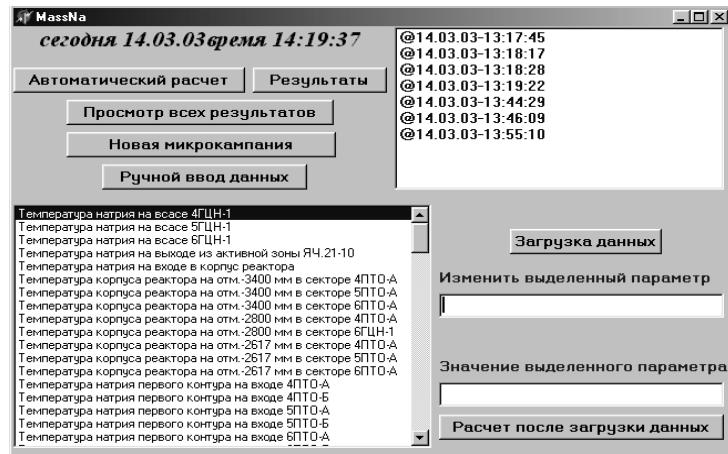


Рис.3. Внешний вид окна программы после нажатия кнопки «Ручной ввод данных» в режиме корректировки значений технологических параметров

- 2) определение количества натрия, требуемого для приведения уровня натрия в реакторе к значению, определенному технологическим регламентом;
- 3) оценка температурной зависимости показаний баковых уровнемеров в переходных (пуск, останов) режимах работы энергоблока;
- 4) математическое моделирование различных нештатных ситуаций, связанных с изменением количества натрия в реакторе.

Реализация первой задачи возможна следующим образом: рассчитывается программой M\_SODIUM в автоматическом режиме масса натрия в реакторе непосредственно перед началом операций дренажирования/подпитки; рассчитывается масса натрия в реакторе сразу после завершения операций дренажирования/подпитки; полученная разность масс и есть искомое количество слитого/долитого натрия, при известной его температуре можно определить соответствующие объемы натрия.

Реализация второй задачи возможна следующим образом: рассчитывается программой M\_SODIUM в автоматическом режиме масса натрия в реакторе в заданный момент времени; рассчитывается программой M\_SODIUM в режиме ручного ввода данных масса натрия в реакторе, при этом в качестве значений уровней и темпе-

The screenshot shows a print preview window with a table of sodium mass and level measurements. The table has columns for 'Величина' (Parameter), 'Дата' (Date), 'Текущее значение' (Current value), and 'Разница' (Difference). The data includes various levels and masses in different reactor sections and tanks, such as 727133 kg in the reactor vessel at 14:03.03-13:17:45, and differences like 145 kg for the second loop barge tank.

Величина	Дата	Текущее значение	Разница
Масса натрия в реакторе		727278	727133
Масса натрия во втором контуре		830418	830363
Учет массы натрия в баках ЗБН-2			Нет
Масса натрия второго контура четвертой петли	280508	280423	85
Масса натрия второго контура пятой петли	263486	263481	5
Масса натрия второго контура шестой петли	286424	286459	-35
Объем натрия в АПЧН-1	54	54	0
Объем натрия в АПЧН-1	17	17	0
Объем натрия в ЦПК	16	16	0
Объем натрия в ЦПК	17	17	0
Объем натрия первого контура внутри всех ПТО	17	17	0
Объем натрия в БПЧ-1	17	17	0
Объем натрия в тракте охлаждения корпуса реактора	14	14	0
Уровень натрия в ЦПК	-2750	-2750	0
Уровень натрия в тракте охлаждения корпуса реактора	-2715	-2715	0
Уровень натрия в баке реактора (Пос.А)	4544	4547	-3
Уровень натрия в баке реактора (Пос.Б)	4509	4510	-1
Уровень натрия в 5ПЧН-1	1162	1162	0
Уровень натрия в 4ПЧН-1	866	866	0
Уровень натрия в 4ПЧН-2	1016	1016	0
Уровень натрия в 4ПЧН-2	1392	1394	-2
Уровень натрия в 6ПЧН-2	1374	1375	1
Уровень натрия в 6ПЧН-2	1368	1368	0
Уровень натрия в 4ББН	933	931	2
Уровень натрия в 5ББН	916	919	-3
Уровень натрия в 6ББН	902	905	-3

Межконтурная неплотность в ПТО отсутствует

Рис.4. Внешний вид окна с бланком результатов диагностирования межконтурной неплотности ПТО

тур используются величины, указанные в технологическом регламенте; полученная разность масс и определенный по ней объем и есть искомое количество натрия, требуемого для приведения уровня натрия в реакторе к значению, определенному технологическим регламентом.

Реализация третьей задачи возможна следующим образом: рассчитывается M\_SODIUM в автоматическом режиме масса натрия в реакторе перед началом пуска блока; рассчитывается масса натрия в реакторе после выхода на номинальный уровень мощности; при отсутствии изменений расчетной массы делается вывод об отсутствии температурной зависимости показаний (прогрессирующей при росте температуры натрия систематической погрешности) баковых уровнемеров.

Реализация четвертой задачи возможна следующим образом: рассчитывается M\_SODIUM в автоматическом либо ручном режиме масса натрия в реакторе для заданных начальных условий; рассчитывается в режиме ручного ввода данных масса натрия для заданных конечных условий; полученная разность масс и определенный по ней объем и есть искомое применительно к моделируемой ситуации количество натрия. В качестве примеров таких задач можно отметить:

- расчет количества натрия, который может вытечь из реактора при гипотетической аварии с разрывом трубопровода Ду200 системы очистки натрия первого контура и полным отказом запорной арматуры;
- расчет количества натрия, соответствующего повышению уровня натрия в реакторе с номинального значения до отметки расположения трубопровода перелива натрия из реактора в бак ЗБН-1А при большой течи в ПТО.

Поступила в редакцию 14.02.2005

# ОЦЕНКА РАДИАЦИОННЫХ РИСКОВ ДЛЯ НАСЕЛЕНИЯ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГОБЛОКА БН-600 БЕЛОЯРСКОЙ АЭС

**И.И. Колтик, Н.Н. Ошканов**  
*Белоярская АЭС, г. Заречный*



Основным критерием в оценке радиологической опасности при эксплуатации АЭС являются дозовые нагрузки на население. В статье отражены результаты анализа ежегодных дозовых нагрузок на население за время эксплуатации блока БН-600. Приведены данные по индивидуальным и коллективным дозам за счет газоаэрозольного и жидкого выходов радионуклидов с энергоблока БН-600 на критические группы населения. Представлены данные по нормализованным коллективным дозам для других типов реакторов. Результаты расчета индивидуальных и коллективных рисков для населения показывают, что риски для реакторов типа БН примерно на 2 порядка ниже риска от канальных реакторов и реакторов типа ВВЭР, и не превышают безусловно приемлемого риска  $1 \cdot 10^{-6}$  за год.

В проблеме радиационной безопасности важное место занимают правильная оценка и прогнозирование доз от выхода радиоактивных веществ во внешнюю среду от АЭС. Основным критерием в оценке радиологической опасности являются дозовые нагрузки на население, а не их косвенные и опосредованные показатели – выход радионуклидов, их концентраций в объектах внешней среды, уровни ионизирующих излучений и т.д., хотя контроль и нормирование их необходим.

Путь от выброшенных радиоактивных веществ во внешнюю среду до доз, создаваемых ими в организме человека, очень сложен. Первая трудность – существует большое разнообразие метеорологических, гидрологических и других природных свойств, специфики почв и производимой сельскохозяйственной продукции, характера диеты, демографических характеристик и др. Сюда же нужно добавить сложности метаболизма радионуклидов в организме человека. Вторая трудность – определение доз от выбросов объекта связана с наличием природного и антропогенного радиационного фона.

Для оценки радиологической опасности газоаэрозольного выхода радионуклидов на Белоярской АЭС, в конце 70-х годов была разработана концепция и методика совмещенного (позже он стал называться «гибридным») расчетно-измерительного мониторинга, в котором используются как непосредственные измерения, так и расчеты, основанные на математических моделях распространения радионуклидов в окружающей среде с учетом реального спектра радионуклидов, их количества, а также с учетом реальных местных метео- и гидрологических условий. Для оценки доз от газоаэрозольного выхода была использована модель Пасквила-Гиффорда для гаус-

© И.И. Колтик, Н.Н. Ошканов, 2005

сового рассеяния за счет турбулентной диффузии. [1,4]. Методология расчета доз и производных характеристик включает в себя учет всех путей воздействия: поля внешнего излучения от радиоактивного облака и почвы, загрязненной радиоактивными веществами, внутреннего облучения от вдыхания радиоактивных газов, аэрозолей и поступления в организм человека с продуктами питания в результате миграции по пищевым и биологическим цепочкам. Для оценки дозовых нагрузок на население за счет выхода жидких сред были разработаны математические модели миграции радионуклидов в экосистеме «Ольховское болото – р. Ольховка – р. Пышма» (сбросы дебалансных вод Белоярской АЭС проводятся с хозяйственными стоками в Ольховское болото), основанные на результатах натурных измерений. Методология расчета доз включает в себя учет всех путей воздействия: питьевая вода, потребление рыбы, поливное земледелие, водопой скота (мясо, молоко), купание (дети, взрослые), мытье машин [3–6]. Для вычислений во ВНИИАЭС были разработаны соответствующие программы для ЭВМ. Постоянный контроль выхода радионуклидов и метеоусловий осуществляется на станции штатными методами с начала ее эксплуатации. Кроме того, использовались метеоданные государственной станции Росгидромета в В-Дуброво, в зоне наблюдения Белоярской АЭС.

Критической группой по газоаэрозольному пути облучения выбросов Белоярской АЭС является население города Заречный, как наиболее близко расположенный населенный пункт. Критической группой по пути облучения населения от выхода жидких сред Белоярской АЭС является г. Заречный, населенные пункты по направлению поверхностных вод (Ольховское болото – р. Ольховка – р. Пышма). Обобщающие данные по индивидуальным дозовым нагрузкам приведены на рис. 1.

Численность критической группы населения составляла 40000 чел.

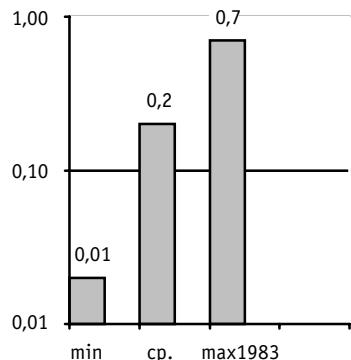
Нормализованные коллективные дозы от выхода радиоактивности в окружающую среду от энергоблока БН-600 представлены в табл. 1, там же приведены данные по коллективным дозам и для других типов реакторов.

Индивидуальные и коллективные риски для населения за счет выбросов и сбросов Белоярской АЭС ( $R_i$  и  $R_\Sigma$  соответственно) представлены в табл. 3.

По НРБ-99 индивидуальные и коллективные пожизненные риски возникновения стохастических эффектов определяются соответственно:

$$R_i = \int_0^{\infty} P_i(E) \cdot r_E \cdot E dE;$$

Дозы за счет газоаэрозольного выхода БН-600  
Блок № 3  
мкЗв/г



Дозы за счет жидких сред БН-600  
Блок № 3  
мкЗв/г

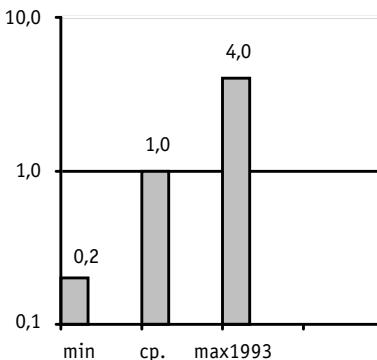


Рис. 1. Индивидуальные дозовые нагрузки на критические группы населения за счет выхода радионуклидов с энергоблока БН-600

Таблица 1

**Нормализованные коллективные дозы  
населения от реактора БН-600,  
чел.-Зв/(ГВт·год)**

Параметр	БН-600
Выбросы	0,002
Сбросы	0,005
Доза в целом	0,007

Таблица 2

**Нормализованные коллективные дозы населения  
от разных типов АЭС [7,8], чел.-Зв/(ГВт·год)**

Параметр	PWR	BWR	GCR	HWR	РБМК	ВВЭР	БН-600
Газоаэрозольный выход	0,27	0,97	1,13	13,9	2,6	0,276	0,002
Выход с жидкими средами	0,02	0,0006	0,097	0,30	0,002	0,024	0,005
Доза в целом	0,29	0,97	1,23	14,22	2,6	0,3	0,007

Таблица 3

**Индивидуальные и коллективные риски**

Риски	БН-600
$R_i$ сп.	$8 \cdot 10^{-8}$ год <sup>-1</sup>
$R_i$ max	$3,45 \cdot 10^{-7}$ год <sup>-1</sup>
$R_{\Sigma}$ коллективный	$1,3 \cdot 10^{-4}$ чел./год

$$R_{\Sigma} = \sum_{i=1}^N R_i,$$

где  $r$ ,  $R$  – индивидуальный и коллективный пожизненный риск соответственно;  $E$  – индивидуальная эффективная доза  $P_i(E)dE$  – вероятность для  $i$ -го индивидуума получить дозу от  $E$  до  $E+dE$ ;  $r_E$  – коэффициент пожизненного риска сокращения длительности периода полноценной жизни в среднем на 15 лет на один стохастический эффект (от смертельного рака, серьезных наследственных эффектов и несмертельного рака, приведенного по вреду к последствиям от смертельного рака), равный  $R_{\Sigma} = 5,6 \cdot 10^{-2}$  1/чел.-Зв – для производственного облучения и  $R_{\Sigma} = 7,3 \cdot 10^{-2}$  1/чел.-Зв – для облучения населения.

Для сравнения – оцененная величина максимального индивидуального риска по регионам АЭС с ВВЭР, составляет  $R_i$  max  $1,6 \cdot 10^{-5}$  год<sup>-1</sup>[9].

В заключение необходимо сделать следующие выводы.

1. За счет выбросов и сбросов радиоактивных веществ с БН-600 средние индивидуальные дозы составили 0,2 и 0,6 мкЗв/год соответственно, что почти на 2 порядка ниже, чем от водографитовых реакторов первой очереди Белоярской АЭС (АМБ-100, 200) и на 2-3 порядка ниже допустимых.

2. Коллективная нормализованная доза на население от выбросов и сбросов БН-600 составляет  $7 \cdot 10^{-3}$  чел.-Зв/(ГВт·год), что на три порядка ниже нормализован-

ных коллективных доз от энергоблоков РБМК, и на два порядка ниже, чем у энергоблоков ВВЭР (на которых в основном базируется атомная энергетика России).

3. Средние индивидуальные риски для населения от энергоблока БН-600  $8,8 \cdot 10^{-8}$  год $^{-1}$ , максимальный  $3,45 \cdot 10^{-7}$  год $^{-1}$ , что во всех случаях не превышает предел индивидуального риска для населения, по НРБ-99 равный  $5 \cdot 10^{-5}$  год $^{-1}$ . Максимальный индивидуальный риск определялся выбросами и сбросами реакторов АМБ-100,200 и составлял  $3 \cdot 10^{-5}$  год $^{-1}$ . Осредненный по всем регионам АЭС с ВВЭР максимальный индивидуальный риск составляет  $1,6 \cdot 10^{-5}$  год $^{-1}$ . Индивидуальные риски для реакторов типа БН примерно на два порядка ниже рисков от канальных реакторов и реакторов типа ВВЭР, и не превышают уровня пренебрежимого (безусловно приемлемого) риска, равного  $1 \cdot 10^{-6}$  за год.

4. Приведенный анализ индивидуальных и коллективных доз облучения населения, а также индивидуального и коллективного радиационных рисков от АЭС создают необходимые предпосылки для объективной комплексной оценки потенциальной опасности эксплуатации АЭС с различными типами реакторов.

### **Литература**

1. Гусев Н.Г., Беляев В.А. Радиоактивные выбросы в биосфере. Справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1991.
2. Бадаев В.В., Егоров Ю.А., Казаков С.В. Охрана окружающей среды при эксплуатации АЭС. – М: Энергоатомиздат, 1990.
3. Кононович А.Л., Колтник И.И., Кушнаренко Н.И., Рычкова Т.Н., Трапезников А.В., Трапезников В.И. Оценка вклада радиоактивных стоков БАЭС в дозовую нагрузку на население: Отчет ВНИИАЭС и ИЭРИЖУроАН. – Москва, 1991.
4. Колтник И.И. Разработка методических основ контроля радиационного состояния внешней среды в районе расположения АЭС (на примере БАЭС). Диссертация на соискание ученой степени к.т.н., Екатеринбург: УГТУ-УПИ, 1997.
5. Абагян А.А., Кононович А.Л., Колтник И.И. и др. Анализ защитных свойств Ольховского болота: Отчет ВНИИАЭС. – М., 1992.
6. Кононович А.Л., Маковский В.И., Колтник И.И. и др. Обстановка в районе расположения БАЭС //Атомная энергия. – 1991. – Т. 71. – Вып. 3.
7. Крышев И.И., Рязанцев Е.П. Оценка риска радиоактивного загрязнения окружающей среды при эксплуатации АЭС//Атомная энергия. – 1998. – Т. 85. – Вып. 2.
8. Sources, effects and risks of ionizing radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation: 1993 Report to the Assembly. E.94.IX.2. N4.1993,1988r.
9. Иванов Е.А., Хамьянов Л.П. Оценка влияния организационно-технических мероприятий на снижение радиационного риска для населения регион АЭС: Сб. рефератов, 8-я Научно-техническая конференция ЯО России. – Екатеринбург, 1997.

Поступила в редакцию 22.02.2005

# ОБОСНОВАНИЕ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ПЕРСОНАЛА ЭНЕРГОБЛОКА БН-600 БЕЛОЯРСКОЙ АЭС ОТ РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ ТРИТИЯ

**Н.Н. Ошканов, М.В. Баканов, Е.М. Рафиков**

Белоярская АЭС, г. Заречный



На основании проведенных измерений объемной концентрации трития в воздухе производственных помещений энергоблока БН-600 Белоярской АЭС выполнено обоснование безопасности персонала от радиационного воздействия трития. Приведена методика расчета дозовых нагрузок на персонал.

Ввод в действие новых нормативных документов по индивидуальному дозиметрическому контролю персонала, а, в частности – методических указаний МУ 2.6.1.15-02 «Тритий и его соединения. Контроль величины индивидуальной эффективной дозы внутреннего облучения при поступлении в организм человека» [1] потребовал выполнения оценки уровня радиационного воздействия на персонал за счет трития.

Ранее нами для исследования всех возможных путей поступления трития и определения их вклада первично было проведено детальное измерение активности трития в технологических средах, производственных помещениях и во внешней среде [2].

Конечной целью настоящей работы являлась оценка уровня радиационного воздействия на персонал от трития на основе полученных измерений.

## ОБРАЗОВАНИЕ И ПУТИ МИГРАЦИИ ТРИТИЯ НА ЭНЕРГОБЛОКЕ БН-600

Источниками образования трития являются ядерные реакции тройного деления топливного материала (плутоний, уран) и реакции радиационного взаимодействия нейтронов с ядрами многих элементов, присутствующих в конструкционных материалах, органах СУЗ и присутствующих в виде примесей в натриевом теплоносителе. Количественная оценка образования трития по различным путям приведена в табл. 1 [3].

Тритий, в силу его высокой подвижности и проникающей способности, мигрирует по всем технологическим системам реакторной установки с частичным выходом в окружающую среду.

Тритий, образующийся в топливных сборках, стержнях СУЗ диффундирует в натриевый теплоноситель первого контура, причем большая его часть удерживается в фильтрах-ловушках системы очистки натрия. Проведенные ранее измерения и расчетные

© Н.Н. Ошканов, М.В. Баканов, Е.М. Рафиков, 2005

Таблица 1

**Образование трития на БН-600**

№ п/п	Источник образования	Активность, Бк/сут
1.	Тройное деление	$1,4 \cdot 10^{12}$
2.	Стержни СУЗ	$1,2 \cdot 10^{11}$
3.	Конструкционные материалы	$8,4 \cdot 10^{10}$
4.	Примеси лития и бора	$5,5 \cdot 10^{10}$

оценки [3] указывают на то, что около 85–90 % образовавшегося трития локализуется в холодных фильтрах-ловушках. Частично тритий выходит в газовую полость реактора, диффундирует в через стенки корпуса реактора в помещения первого контура и через стенки трубок теплообменников проникает в натрий второго контура. Из помещений первого контура вместе с воздухом тритий через венттрубу выбрасывается в атмосферу. Во втором контуре тритий осаждается в фильтрах-ловушках, а часть его через парогенераторы проникает в третий контур. Тритий, находящийся в воздухе помещений, где расположены циркуляционные насосы, фильтры-ловушки второго контура, и в воздухе помещений парогенераторов через вентиляционные системы поступает в атмосферу. Диффундирующий тритий из третьего контура (пароводяного) через вентсистемы помещений также поступает в атмосферу, а с протечками воды, из приемников машзала поступает в водохранилище.

Результаты расчетных оценок распределения трития по данным [3] приведены в табл. 2.

Таблица 2

**Распределение трития по технологическим системам**

№ п/п	Наименование	Активность, Бк/сут
1.	1 контур	$1,4 \cdot 10^{12}$
2.	2 контур	$9,3 \cdot 10^{10}$
3.	3 контур	$1,6 \cdot 10^{10}$
4.	Газовая полость реактора	$2,8 \cdot 10^9$
5.	Утечка через корпус реактора	$3,0 \cdot 10^9$
6.	Утечка через трубопроводы 2 контура	$8,1 \cdot 10^8$
	<i>Всего:</i>	$1,5 \cdot 10^{12}$

**АКТИВНОСТЬ ТРИТИЯ В ВОЗДУХЕ ПРОИЗВОДСТВЕННЫХ ПОМЕЩЕНИЙ**

Измерение активности трития в воздухе было выполнено путем отбора проб с помощью тритиевых пробоотборников MARC 7000 и последующим измерением на бета-спектрометре WALLACE 1414-001 WinSpectral. Пробоотборник MARC 7000 предназначен для улавливания из газообразной среды как газовой фазы трития, так и паровой, с разделением его по фазам, при этом гарантированно улавливается 99,9% содержащегося в воздухе трития. Суть отбора проб заключается в улавливании из воздуха трития на основе принципа барботирования его через воду (водяная фаза трития). После чего газообразный тритий доокисляется в катализационной печи до тритиевой воды, и затем улавливается также с помощью барботирования. В барботеры анализируемая среда (воздух) поступает через измеритель объема пробы.

Измерения активности трития в воздухе рабочих помещений производилось в помещениях, в которых предполагается выход трития из технологических контуров

(это помещения, с расположенным поблизости оборудованием 1, 2, 3 контуров). Результаты измерения активности трития в производственных помещениях энергоблока БН-600 приведены в табл. 3. Все измерения проведены при нормальном режиме эксплуатации БН-600 с работающими системами очистки 1, 2 контура.

## АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ИССЛЕДОВАНИЙ И ОБОСНОВАНИЕ

Таблица 3

**Результаты измерения активности трития  
в воздухе помещений энергоблока БН-600**

№ п/п	Место отбора пробы	Дата установки пробоотборника	Объем прокачанного воздуха, л	Объемная активность воздуха, Бк/м <sup>3</sup>
1.	Центральный зал	17.02.00	2887	1,8
2.	Блочный щит БЩУ-3	17.02.00	2916	6,8
3.	Машинный зал	21.02.00	1866	14
4.	Парогенератор ЗПГ-4	23.02.00	1452	19
5.	Парогенератор ЗПГ-5	28.02.00	739	28
6.	Парогенератор ЗПГ-6	01.03.00	3600	13

## БЕЗОПАСНОСТИ

Индивидуальный дозиметрический контроль персонала является одной из мер контроля безопасного состояния источника воздействия. Превышение установленного дозового предела следует рассматривать как показатель ослабления контроля над источником, ухудшение параметров его безопасности.

Проведение мероприятий для ограничения величин индивидуальной годовой дозы облучения персонала является мерой обеспечения условий безопасности эксплуатации источника [1].

В соответствии с Методическими указаниями для организации контроля внутреннего облучения персонала предприятий Министерства РФ по атомной энергии вводятся следующие критерии (контрольные уровни) величины эффективной годовой дозы внутреннего облучения тритием и его соединениями, которые с учетом того, что при работе с тритием возможно воздействие на персонал других радиационно опасных факторов, составляют:

- 1) уровень регистрации УР, равный 1,0 мЗв в год;
- 2) уровень исследования УИ, равный 5,0 мЗв в год;
- 3) уровень вмешательства УВ, равный 10 мЗв в год.

Для женщин в возрасте до 45 лет соответствующие уровни должны быть уменьшены в 20 раз.

Оценка воздействия на персонал нами была сделана с использованием стандартных параметров (консервативно), установленных НРБ-99. На самом деле фактическое время пребывания персонала в условиях, указанных выше (кроме БЩУ), значительно меньше.

При индивидуальном контроле доз внутреннего облучения персонала группы А тритием величину индивидуальной годовой эффективной дозы  $E$  принимают равной:

$$E = \begin{cases} 0 & \text{при } E < \text{УР} \\ E & \geq \text{УР}. \end{cases} \quad (1)$$

Дозовые характеристики трития представлены в табл. 4.

Для оценки использовались следующие соотношения:

$$E = \sum_i \Pi_i \varepsilon_i, \quad (2)$$

Таблица 4

**Значения дозовых коэффициентов, пределов  
годового поступления с воздухом и допустимой среднегодовой  
объемной активностью в воздухе для соединений трития**

Радионуклид	Период полу-распада	Тип соединения при ингаляции	Дозовый коэффициент при поступлении с воздухом $E_{\text{перс.}}$ , Зв/Бк	Предел годового поступления ПГП <sub>перс.</sub> , Бк/год	Контрольный уровень КУ содержания НТО в организме, объемное содержание в жидкой фазе организма, Бк/л*	Допустимая среднегодовая активность в воздухе ДОА <sub>перс.</sub> , Бк/м <sup>3</sup>
H-3	12,3 лет	1. Пары тритированной воды (НТО, DTO, T <sub>2</sub> O) 2. Тритированный метан (CH <sub>3</sub> T) 3. Газообразный тритий (HT, DT, T <sub>2</sub> )	1,8·10 <sup>-11</sup> 1,8·10 <sup>-13</sup> 1,8·10 <sup>-15</sup>	1,1·10 <sup>+09</sup> 1,1·10 <sup>+11</sup> 1,1·10 <sup>+13</sup>	2,6·10 <sup>7</sup> 6,0·10 <sup>-5</sup>	4,4·10 <sup>+5</sup> 4,4·10 <sup>+7</sup> 4,4·10 <sup>+9</sup>

\* Приведен для содержания трития в жидкой фазе организма.

где  $E$  – суммарная эффективная доза от поступления соединений трития в организм, Зв;  $\Pi_i$  – величина активности  $i$ -го соединения трития, поступившего в организм человека в течение года, Бк/год;  $\varepsilon_i$  – дозовый коэффициент для  $i$ -го соединения трития.

Для оценки внутреннего облучения персонала (исключая прямой метод), допускается расчетный метод. В этом случае поступление радионуклидов в организм ( $\Pi_i$ ) определяется активностью соединения трития в воздухе на рабочем месте ( $C_i$ ), а эффективная доза при этом равна произведению поступления на дозовый коэффициент:

$$\Pi_i = C_i V, \quad (3)$$

$$E_i = \Pi_i \varepsilon_i, \quad (4)$$

$$E = \sum_i E_i, \quad (5)$$

где  $V$  – стандартный параметр (по НРБ-99) годового объема вдыхаемого воздуха 2,4·10<sup>3</sup> м<sup>3</sup>.

В результате анализа получены данные табл. 5, из которых следует, что индивидуальный контроль персонала по внутреннему облучению тритием нецелесообразен. Годовые эффективные дозы персонала энергоблока БН-600, полученные расчетно-измерительным путем, в тысячи раз меньше установленного уровня регистрации УР.

## ВЫВОДЫ

1. Конструктивные особенности энергоблока БН-600 с натриевым теплоносителем (использование фильтров-ловушек 1, 2 контура для очистки теплоносителя) обеспечивают высокую степень улавливания и удержания трития, тем самым, обеспечивая безопасность персонала.

2. Годовые эффективные дозы персонала за счет воздействия трития в тысячи раз меньше уровня регистрации и подтверждают безопасное состояние источника воздействия.

3. Проведение индивидуального дозиметрического контроля персонала в отношении трития нецелесообразно. Достаточно ограничиться подтверждающим контролем среднегодовой объемной концентрации трития в воздухе производственных помещений в соответствии с установленным регламентом контроля.

Таблица 5

**Расчетные значения величины годовой эффективной дозы**

Место отбора проб	Вид соединения трития	Годовое поступление, Бк/год	Дозовый коэффициент, Зв/Бк	Годовая эффективная доза, мЗв
Центральный зал-3	Тритированная вода	$3,49 \cdot 10^3$	$1,8 \cdot 10^{-11}$	$6,28 \cdot 10^{-5}$
	Газообразный тритий	$8,87 \cdot 10^2$	$1,8 \cdot 10^{-15}$	$1,6 \cdot 10^{-9}$
Машинный зал -3	Тритированная вода	$3,43 \cdot 10^4$	$1,8 \cdot 10^{-11}$	$6,17 \cdot 10^{-4}$
	Газообразный тритий	—	$1,8 \cdot 10^{-15}$	—
Бокс ЗПГ-4	Тритированная вода	$3,65 \cdot 10^4$	$1,8 \cdot 10^{-11}$	$6,57 \cdot 10^{-4}$
	Газообразный тритий	$8,15 \cdot 10^3$	$1,8 \cdot 10^{-15}$	$1,47 \cdot 10^{-8}$
Бокс ЗПГ-5	Тритированная вода	$5,2 \cdot 10^4$	$1,8 \cdot 10^{-11}$	$9,35 \cdot 10^{-4}$
	Газообразный тритий	$1,6 \cdot 10^4$	$1,8 \cdot 10^{-15}$	$2,88 \cdot 10^{-8}$
Бокс ЗПГ-6	Тритированная вода	$2,85 \cdot 10^4$	$1,8 \cdot 10^{-11}$	$5,13 \cdot 10^{-4}$
	Газообразный тритий	—	$1,8 \cdot 10^{-15}$	—
БЩУ-3	Тритированная вода	$1,62 \cdot 10^4$	$1,8 \cdot 10^{-11}$	$2,92 \cdot 10^{-4}$
	Газообразный тритий	—	$1,8 \cdot 10^{-15}$	—

**Литература**

1. Методические указания МУ 2.6.1.15-02 «Тритий и его соединения. Контроль величины индивидуальной эффективной дозы внутреннего облучения при поступлении в организм человека». – М.: Минатом и Минздрав России, 2002.
2. Рафиков Е.М., Ладейщиков А.В. Отчет по результатам радиационных исследований содержания трития на бл. №3 Белоярской АЭС. – Белоярская АЭС, 2002.
3. Зыбин В.А., Прохоров С.С., Цикунов А.Г., Шагалин Н.М. и др. Исследование образования и миграции трития на БН-600/Сб. науч. трудов «Безопасность эксплуатации БАЭС». – Екатеринбург: УрО РАН, 1994.

Поступила в редакцию 14.02.2005

# ОЦЕНКА СОСТАВЛЯЮЩИХ ПОГРЕШНОСТИ ИЗМЕРЕНИЯ ОТНОСИТЕЛЬНОГО ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ РЕАКТОРА БН-600 БЕЛОЯРСКОЙ АЭС

**М.В. Баканов\*, В.А. Желтышев\*, В.В. Мальцев\*, В.Ф. Росляков\*,**

**А.Л. Кочетков\*\*, Ю.С. Хомяков\*\***

\*Белоярская АЭС, г. Заречный

\*\* ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



После модернизации активной зоны на реакторе БН-600 проводятся измерения по подтверждению основных проектных показателей и, в частности, измерения относительного энерговыделения. В статье рассмотрены составляющие погрешности измерения на примере измерения относительного энерговыделения в реакторе БН-600 после 44 перегрузки топлива, когда были использованы современные средства измерения. Кроме того, при проведении измерений после 44 перегрузки топлива был учтен опыт проведения предыдущих измерений, что повышает степень надежности результатов.

## ВВЕДЕНИЕ

В течение 25 лет промышленной эксплуатации реактора БН-600 Белоярской АЭС постоянно ведутся работы по повышению технико-экономических показателей реакторной установки. Повышение технико-экономических показателей непосредственно связано с модернизациями активной зоны. После проведения модернизации активной зоны на реакторе БН-600 проводятся измерения по подтверждению основных проектных показателей и, в частности, проводятся измерения относительного энерговыделения. В последнее время появились современные средства измерений, средства обработки данных измерения, которые позволяют существенно уменьшить погрешность измерения. В статье рассмотрены составляющие погрешности измерения на примере измерения относительного энерговыделения в реакторе БН-600 после 44 перегрузки топлива, когда были использованы современные средства измерения. Кроме того, при проведении измерений после 44 перегрузки топлива был учтен опыт проведения предыдущих измерений, что повышает степень надежности результатов.

## ОПИСАНИЕ ПРОЦЕССА ИЗМЕРЕНИЯ

Метод измерения заключался в активации свежих ТВС, расположенных в различных (представляющих повышенный интерес) ячейках активной зоны (а.з.), внутренней и наружной боковой зоны воспроизводства (ВБЗВ и НБЗВ) и внутриреакторного

---

© М.В. Баканов, В.А. Желтышев, В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков, А.Л. Кочетков, Ю.С. Хомяков, 2005

хранилища (ВРХ) с последующим измерением наведенной активности. Активация ТВС осуществлялась на малом уровне мощности в течение нескольких часов. После активации проводилась выдержка ТВС для накопления основного измеряемого продукта деления – La-140.

Для проведения измерений ТВС последовательно извлекались из активной зоны с помощью штатных систем перегрузки реактора и выставлялись перед коллиматором, установленным в стене передаточного бокса. С противоположной стороны коллиматора был установлен полупроводниковый детектор.

### **Порядок проведения гамма-сканирования ТВС**

Все ТВС сканировались по центру активной зоны по шести граням. Кроме этого, по центру ТВС первой грани сканировалась 10 раз мониторная ТВС А.3., 3 раза мониторная ТВС ВБЗВ, 2 раза мониторная ТВС НБЗВ. Поскольку энерговыделение в активной зоне, боковом экране и ВРХ значительно различаются, измерения проводились следующим образом.

ТВС активной зоны измерялись с коллиматором (длина 495 мм, ширина 156 мм, высота 38 мм, длина щели 495 мм, ширина щели 40 мм, высота щели 6 мм) и со свинцовым фильтром толщиной 50 мм.

На мониторной ТВС ВБЗВ из ячейки 20–29 была осуществлена нормировка, т.е. эта ТВС измерялась с коллиматором и со свинцовым фильтром толщиной 50 мм и без коллиматора и со свинцовым фильтром толщиной 10 мм; ТВС ВБЗВ из ячейки 20–29 при нормировке не опускалась, т.е. изменения геометрии не было.

ТВС ВБЗВ, ТВС ЗБО, облученные в ВРХ, ТВС НБЗВ из ячейки 21–07 измерялись без коллиматора и со свинцовым фильтром толщиной 10 мм.

На мониторной ТВС НБЗВ из ячейки 19–05 была осуществлена еще одна нормировка, т.е. эта ТВС измерялась со свинцовым фильтром толщиной 10 мм и без свинцового фильтра; ТВС НБЗВ из ячейки 19–05 при нормировке не опускалась, т.е. изменения геометрии не было.

Остальные три ТВС НБЗВ измерялись без коллиматора и без свинцового фильтра.

При измерениях всех ТВС для уменьшения фона детектор с боковой и торцевой поверхности экранировался свинцом толщиной 10 мм и кадмием толщиной 0,3 мм.

В процессе измерений три раза производилась заливка азота в сосуд Дьюара. Заливка азота производилась после измерения мониторной ТВС а.з. из ячейки 19–19 и опускания ее вниз до положения рейки механизма передачи пакетов (МПП) ~ 3400 мм по указателю положения (УП). После заливки азота производились повторные измерения мониторной ТВС. После заливки азота возможно было изменение положения детектора относительно коллиматора.

### **Описание средств измерения**

При измерении площади пика полного поглощения гамма-квантов La<sup>140</sup> с энергией 1596 кэВ (S) использовался полупроводниковый германиевый детектор типа GC2818 со встроенным предусилителем. Для охлаждения детектора использовался жидкий а.з.от из сосуда Дьюара типа 7BigMAC. В качестве анализатора импульсов использовался прибор InSpector типа IMCA 1200 с аналого-цифровым преобразователем (АЦП) на 8192 канала. Пользовательский интерфейс осуществлялся через персональный компьютер NoteBook IBM ThinkPad 380DX. Программное обеспечение позволяло автоматически производить измерения в течение заданного («живого») времени измерения, т.е. времени, когда InSpector действительно производит регистрацию гамма-квантов. Реальное время измерения больше «живого» времени измерения на величину «мертвого» времени (времени, в течение которого InSpector не производит регистрацию гамма-квантов).

## ОПИСАНИЕ МЕТОДИКИ ОБРАБОТКИ ДАННЫХ

Суть обработки заключается в получении из измеренных площадей фотопиков интересующих физических величин и оценке их погрешностей.

### Основные расчетные соотношения

#### «Активность грани»

Величину  $a_{ik}$ , пропорциональную потоку гамма-квантов от распада осколка La-140 через грань  $i$  будем условно называть «активностью грани» ТВС:

$$a_{ik} = G_k \cdot D_{ik} \cdot \frac{1}{n_{ik}} \cdot \sum_{j=1}^{n_{ik}} \frac{S_{ijk}}{\Delta t_j} \cdot T(t_0, t_{bij}), \quad (1)$$

где  $S_{ijk}$  – площадь фотопика;  $\Delta t_j$  – время (длительность) замера;  $n_{ik}$  – количество замеров;  $T(t_0, t_{bij})$  – поправка на накопление–распад La<sup>140</sup>, временная поправка к условиям «насыщения»;  $\Delta t_0$  – время (длительность) облучения;  $\Delta t_{bij}$  – время выдержки после облучения;  $G_k$  – геометрический фактор для приведения результатов измерений к одной геометрии;  $D_{ik}$  – поправка на «мертвое время» установки;  $k$  – индекс ТВС;  $i$  – индекс грани ТВС;  $j$  – индекс замера (измерения).

Данная величина пропорциональна реальной активности ТВС, но зависит еще и от ее распределения по сечению. За счет ослабления потока гамма-квантов материалами ТВС в отклик детектора вносят несколько больший вклад гамма-кванты, рожденные в твэлах, расположенных ближе к грани, ориентированной на детектор. Этот эффект может быть использован для оценки не только активности ТВС, но и неравномерности распределения энерговыделения.

#### «Активность ТВС»

Среднюю величину

$$A_k = \frac{1}{6} \sum_{i=1}^6 a_{ik} \quad (2)$$

будем называть «активностью» ТВС. Эта величина пропорциональна суммарному (или среднему по сечению ТВС) количеству осколков La-140 в ТВС.

#### Энерговыделение в ТВС за счет деления

Величине

$$F_k = \frac{A_k}{A_m} \cdot \frac{\eta_k}{\eta_m} \cdot \frac{\bar{Y}_k}{\bar{Y}_m}, \quad (3),$$

где  $\bar{Y}_k, \bar{Y}_m$  – средний выход цепочки  $^{140}\text{Ba} \rightarrow ^{140}\text{La}$ , можно придать ясный физический смысл как величине средней относительной скорости делений в ТВС «к» по отношению к ТВС «м», которая обычно называется мониторной;  $\eta_k, \eta_m$  являются коэффициентами пропорциональности между количеством ядер  $^{140}\text{La}$  в ТВС и средним количеством  $\gamma$ -квантов, вылетающим за ее пределы. Отношение  $\eta_k/\eta_m$ , в основном, определяется поглощением  $\gamma$ -квантов материалами ТВС, поэтому его можно назвать «поправкой на самопоглощение». Ввиду полной пропорциональности скорости делений энерговыделению в ТВС, величины  $F_k$  можно называть «энерговыделением» в ТВС  $k$ .

#### Расчет временной поправки

Для расчета временной поправки были рассмотрены три компоненты (назовем их «распад La-140», «распад Ba-140», «прямой выход La-140»).

Накопление La-140 идет как в процессе облучения, так и при последующей выдержке после облучения. В приведенном ниже выражении  $t_0$  – время облучения,  $t_b$  –

время выдержки после облучения. В процессе облучения La-140 накапливается как за счет прямого выхода при делении, так и за счет распада короткоживущих предшественников, образующихся при делении в Ba-140, и распада последнего в La-140. Затем накопившийся La-140 достаточно быстро распадается ввиду своего относительно небольшого периода полураспада.

В процессе облучения накапливается Ba-140, который затем после облучения распадается в La-140. И эта компонента, как показывают расчеты, является основной. Как правило, компонентой от прямого выхода La-140 пренебрегают и итоговое соотношение между активностью La-140 после облучения  $t_0$  и выдержки  $t_b$ , учитывающее все компоненты, выглядит следующим образом:

$$T(t_0, t_b) = \left[ \frac{\lambda_2 e^{-\lambda_1 t_b} (1 - e^{-\lambda_1 t_0}) - \lambda_1 e^{-\lambda_2 t_b} (1 - e^{-\lambda_2 t_0})}{\lambda_2 - \lambda_1} \right]^{-1}. \quad (4)$$

В работах [1–3] приведены значения периодов полураспада для  $^{140}\text{Ba}$  и  $^{140}\text{La}$ . На основании этих данных для оценок были приняты следующие величины:  $^{140}\text{Ba}$ :  $T_{1/2} = 12,79 \pm 0,03$  сут;  $^{140}\text{La}$ :  $T_{1/2} = 40,22 \pm 0,10$  ч. В качестве погрешностей приняты наиболее консервативные величины. Время облучения согласно протоколу измерений составило (приписана заведомо максимальная погрешность, примерно соответствующая времени подъема мощности)  $t_0 = 7,9 \pm 1,2$  ч. Время выдержки контролировалось с точностью до 2–3 минут (и связано это с временем конца облучения) и составило от  $\sim 90,4$  ч до  $\sim 253$  ч.

Проведем анализ погрешности поправки  $[T(t_0, t_b)]^{-1}/[T(t_0, t_{\text{вм}})]^{-1}$ . На рис. 1 приведены результаты расчета относительной поправки (отношения поправок при времени выдержки  $t_b$  к величине той же поправки при времени выдержки мониторной ТВС  $t_{\text{вм}}$  при варьировании периодов полураспада на величину принятой их погрешности ( $\pm 0,03$  сут для  $^{140}\text{Ba}$  и 0,1 ч для  $^{140}\text{La}$ )). Предположение о нескоррелированности ошибок этих периодов полураспада не кажется весьма убедительным, поэтому оценка максимальной погрешности из-за периодов получается при одновременной их вариации (100% корреляция).

По результатам анализа можно сделать вывод о том, что погрешность относительной временной поправки за счет констант радиоактивного распада во временных диапазонах, соответствующих эксперименту, не превышает 0,25%. Вариация време-

Оценка влияния неопределенности периодов полураспада на величину относительной временной поправки  
(нормировочное время 90,4 ч)

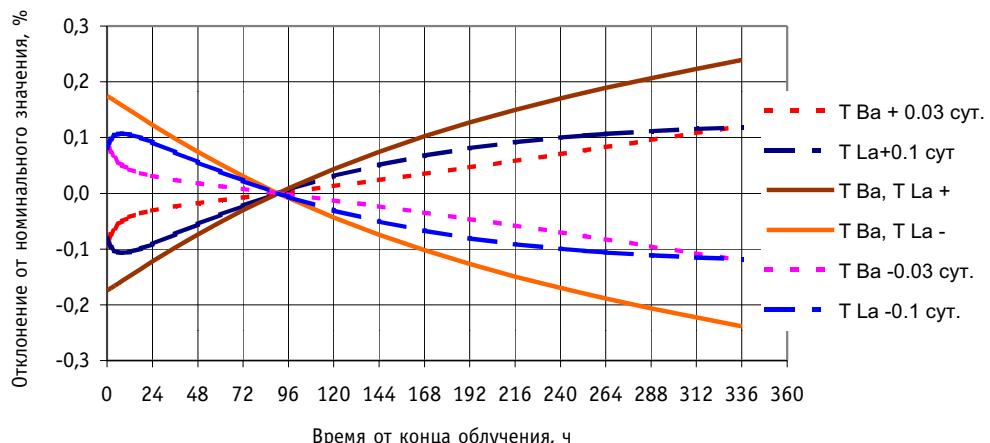


Рис. 1. Влияние неопределенности периода полураспада на расчет временной поправки

ни облучения на 1,2 ч ( $\sim 15\%$ ) приводит к существенно другой величине абсолютной поправки  $[T(t_o, t_b)]^{-1}$  – в пределе на эти же  $\sim 15\%$ . Однако, имеющая для относительных измерений гораздо большее значение относительная поправка  $[T(t_o, t_b)]^{-1}/[T(t_o, t_{bM})]^{-1}$  при нормировке на время выдержки в диапазоне 90–300 ч изменяется не более, чем на 0,35% (при нормировке на время выдержки 90,4 ч).

### Оценка поправки на «мертвое время»

Измерения проводились на последней мониторной ТВС НБЗВ. Проводилась серия измерений с различной загрузкой тракта. Дополнительная загрузка создавалась с помощью источников ОСГИ. Для параметризации использовалась оценка загрузки тракта по отношению реального времени к «живому». Тем не менее, при больших загрузках автоматическая поправка времени измерения не полностью компенсировала соответствующие просчеты. Полученная поправка, по сути, является экспериментально полученной поправкой на «мертвое время» после введения поправки самим прибором. Основную долю поправки прибор вычисляет совсем неплохо – например, при загрузке около 26% с точностью на уровне 3–4%; погрешность определения поправки на «мертвое время» измерительной установки (с учетом ее величины и влияния на конечный результат) – менее 1%;

### ОЦЕНКА ПОГРЕШНОСТЕЙ

Одним из главных источников погрешности является погрешность определения площади фотопика. Для оценки погрешности проводится серия замеров одного и того же источника гамма-излучения, а в качестве оценки погрешности принимается получаемый при этом разброс данных. Количественным параметром является несмещенная оценка дисперсии, точнее, более удобная линейная величина – корень из дисперсии:

$$\sigma_s = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (S_i - \bar{S})^2}{n-1}} \quad \text{– для единичного измерения,}$$

$$\bar{\sigma}_s = \frac{\sigma_s}{\sqrt{n}} \quad \text{– для средней величины из } n \text{ измерений.}$$

Для определения доверительного интервала с вероятностью 0,95 могут быть использованы оценки:  $\delta(0,95) = 2\bar{\sigma}_s$  или  $\delta(0,95) = t_s(n-1)\bar{\sigma}_s$ , где  $t_s(n-1)$  – коэффициенты Стьюдента, зависящие от  $(n-1)$  степеней свободы. При разумном количестве измерений обе оценки дают близкие результаты. Как показали измерения, средний разброс площадей фотопиков обычно составляет от 1 до 2%. Например, среднее значение среднеквадратичных ошибок при измерениях ТВС активной зоны составило 1,3%, для мониторных ТВС бокового экрана – 1,6%. Для того, чтобы убедиться в статистической природе отклонений и получить численную оценку дисперсии была осуществлена обработка всех проведенных измерений (около 900). По результатам обработки получена оценка плотности распределения площадей фотопиков от средних значений в виде гистограммы с шагом 0,5%. Гистограмма приведена на рис. 2.

На гистограмме также приведена нормальная плотность распределения с нулевым средним и различными дисперсиями. Полученная картина свидетельствует о том, что экспериментальное распределение весьма близко к нормальному и достаточно хорошо им аппроксимируется. Распределение с параметром  $\sigma = 1,3\%$  делает это наилучшим способом, а вот при использовании параметра  $\sigma = 1,1\%$  или  $\sigma = 1,5\%$  можно увидеть ухудшение качества аппроксимации. Таким образом, можно констатировать,

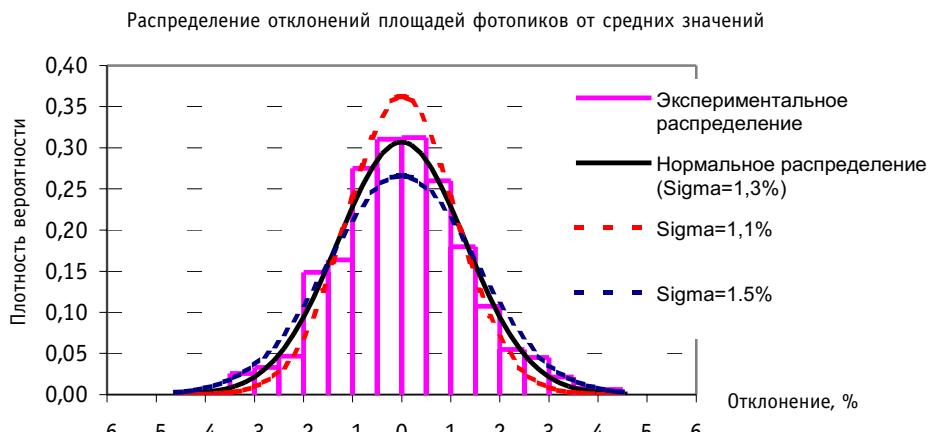


Рис. 2. Сравнение экспериментального распределения отклонений площадей фотопиков (порядка 900 замеров) с нормальным

что измеряемая площадь фотопика представляет собой случайную величину, распределенную по нормальному закону с параметром  $\sigma_s = 1,3\%$ . Из полученной оценки  $\sigma_s$  следует следующее: при характерном количестве в 5 измерений в серии на одну грань можно получить оценки среднеквадратичных ошибок (корень из дисперсии) и доверительных интервалов средних величин, приведенных в табл. 1.

Таблица 1  
**Оценка характерных погрешностей определения площади фотопика  $^{140}\text{La}$**

Оценка погрешности фотопика	грань	ТВС (6 граней)
среднеквадратичная ошибка (корень из дисперсии)	0,6%	0,2%
доверительный 95-процентный интервал	1,2 – 1,6%	0,4%

Именно такой уровень погрешности измерений следует ожидать в том случае, если неопределенность площади фотопика имеет доминирующее значение.

Результаты измерения активности первой грани реперной ТВС активной зоны, облученной в яч. 19–19 в течение более 100 ч, приведены на рис. 3.

Первое измерение было выполнено через ~90,4 ч после окончания облучения в реакторе БН-600, последнее – после завершения измерений активности ТВС а.з. – через ~195 ч после окончания облучения. Видно, что за пределы 95% доверительного интервала в  $\pm 1,6\%$  вышло более трети замеров. Абсолютно все индивидуальные измерения укладываются в интервал  $\pm 4,8\%$ , соответствующий 2 «сигмам». Таким образом, существует другой (и гораздо более существенный) источник погрешности, корень из дисперсии которого составляет около  $\bar{\sigma}_g = \sqrt{2,4^2 - \bar{\sigma}_s^2} = 2,36\% \approx 2,4\%$ .

Первый вопрос состоит в том, является ли эта погрешность проявлением неучета некоторого систематического фактора, изменяющегося во времени или носит чисто статистический характер. Обработка методом наименьших квадратов дает линейную функцию с небольшим наклоном относительно среднего значения и показала, что, по большому счету, учет такого предположительного систематического изменения активности 1-ой грани первой реперной ТВС мало что меняет. Разброс данных относительно аппроксимационной прямой примерно тот же самый ~2,2%, тем самым существенное количество измерений выходят за пределы, ограниченные погрешностью

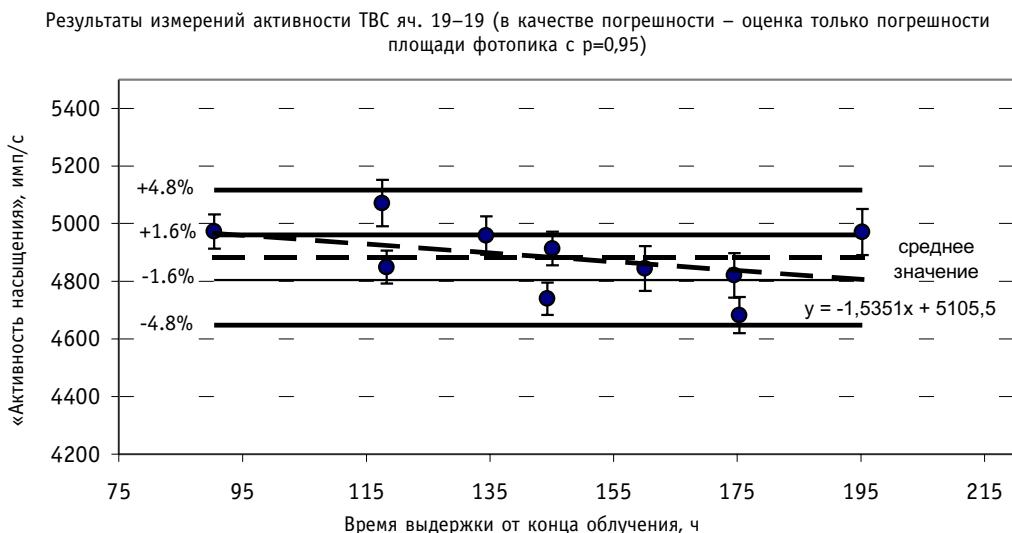


Рис. 3. Результаты измерений активности 1-ой грани мониторной ТВС яч.19–19

измерения площади фотопика. В целом полученная прямая находится в пределах погрешности, определяемой только фотопиком. Вопрос о систематическом характере в пределах этой погрешности, по-видимому, требует дальнейшего исследования. Интересно также отметить, что при сканировании экранных реперных ТВС разброс данных существенно ниже и не превышает 1%, т.е. полностью укладывается в погрешность фотопика.

Следующий вопрос заключается в определении природы (причины) такого разброса данных для реперной ТВС активной зоны. Можно высказать следующие гипотезы:

- нарушения геометрии измерений;
- долговременная нестабильность работы электронной аппаратуры (которая проявляется только при проведении измерений, разделенных относительно большим промежутком времени).

Наиболее правдоподобной является первая гипотеза. Реальными причинами могут быть неточности в установке ТВС перед коллиматором, изменение геометрии за счет колебаний самого детектора, например, при заливке азота и пр. Применение в экспериментах с ТВС БЗВ более широкой щели коллиматора, сглаживающей геометрические погрешности, также является подтверждением правильности выявленной причины погрешности.

В измерениях применялся полупроводниковый детектор, обладающий высокой стабильностью. Область фотопика постоянно контролировалась, а сам фотопик не дрейфовал. Фон в области энергий ~1,6 МэВ практически отсутствует, поэтому даже смещение пика не может приводить к заметным погрешностям (при условии, что область обработки не меньше реальной ширины пика). Тем не менее, измерения проводились в достаточно тяжелых для аппаратуры температурных условиях (более 30°C), причем не стабильных. Поэтому погрешности, связанные с нестабильностью аппаратуры, все же отвергать полностью нельзя и необходимо также исследовать. В дальнейшем предлагается использовать максимальную (худшую) оценку среднеквадратичной погрешности (условно назовем ее «геометрической») в  $\bar{\sigma}_g = 2,3\%$  (оценку дисперсии 2,3%) (табл. 2).

Полученные оценки позволяют оценить погрешности распределения скоростей деления по (1) ТВС активной зоны, (2) ТВС ВБЗВ и ВРХ, (3) ТВС НБЗВ (внутри каждой

Таблица 2

**Оценка «геометрической» погрешности для ТВС а.з.**

Параметр	грань	ТВС (6 граней)
среднеквадратичная ошибка (корень из дисперсии)	2.3%	0.94%
доверительный 95-процентный интервал	4.6%	1.9%

группы измерений, проводившихся в одной геометрии). Они фактически являются квадратичной суммой погрешности фотопика и «геометрической погрешности» (для ТВС активной зоны). Этих данных вполне достаточно, чтобы оценить и все остальные погрешности. Скорость деления экранных ТВС ВБЗВ и НБЗВ, ТВС ВРХ по отношению к мониторной ТВС активной зоны можно представить в следующем виде:

$$\begin{aligned} \frac{F_I}{F_{MA3}} &= \left[ \frac{F_I}{F_{MBB3B}} \right]_2 \left[ \frac{F_{MBB3B}}{F_{MA3}} \right]_1 = \frac{[F_I]_2}{[F_{MA3}]_1} \frac{[F_{MBB3B}]_2}{[F_{MBB3B}]_1} = \frac{[F_I]_1}{[F_{MA3}]_2} G_{2/1}, \\ \frac{F_I}{F_{MA3}} &= \left[ \frac{F_I}{F_{MBB3B}} \right]_3 \left[ \frac{F_{MBB3B}}{F_{MA3}} \right]_2 \left[ \frac{F_{MBB3B}}{F_{MA3}} \right]_1 = \frac{[F_I]_3}{[F_{MA3}]_1} \frac{[F_{MBB3B}]_1}{[F_{MBB3B}]_2} \frac{[F_{MBB3B}]_2}{[F_{MBB3B}]_3} = \\ &= \frac{[F_I]_1}{[F_{MA3}]_3} G_{2/1} G_{3/2} = \frac{[F_I]_1}{[F_{MA3}]_3} G_{3/1}, \\ G_{3/1} &= G_{2/1} G_{3/2} \end{aligned}$$

где  $I$  – индекс текущей ТВС БЗВ или ВРХ, МА3 МВБЗВ, МНБЗВ – индекс мониторных ТВС активной зоны, ВБЗВ, НБЗВ, индекс квадратной скобки является индексом геометрии, в которой данное отношение измерялось. Тем самым погрешность  $F_I/F_{MA3}$  является квадратичной суммой погрешностей измерения отношений  $F_I/F_{MBB3B}$ ,  $F_{MBB3B}/F_{MA3}$  и  $F_{MBB3B}/F_{MA3}$ . Однако традиционно результаты по гамма-сканированию представляются с использованием коэффициентов «перевязки» геометрий  $G_{2/1}$ ,  $G_{3/1}$ , смысл которых понятен из представленных выражений – отношение скоростей счета детектора в геометрии 2(3) по отношению к геометрии 1. Погрешность коэффициентов «перевязки» геометрий по результатам измерений составила:  $G_{2/1} = 4,9\%$ ,  $G_{3/2} = 3,1\%$ .

Для определения коэффициентов «перевязки» геометрий использовались результаты измерений ТВС 20–29 в геометрии 1 (геометрия измерения ТВС а.з.) и среднее значение по трем замерам в геометрии 2 (геометрия измерений ТВС ВБЗВ и ВРХ). Большой уровень погрешности измерения первого коэффициента  $G_{2/1}$  связан с повышенным уровнем погрешностей измерений в первой геометрии. Для вычисления  $G_{3/2}$  использовались результаты измерений ТВС 19–05 в геометрии 2 и среднее значение по двум сериям измерений в геометрии 3.

Следует отметить, что на вычисление  $G$ -коэффициентов оказывает влияние оценка поправки на «мертвое время», т.к. измерения одной и той же ТВС в различных геометриях неизбежно проходят при разной загрузке измерительного тракта. Так измерения мониторной ТВС ВБЗВ в первой геометрии (геометрии ТВС активной зоны) проходили при фоновой загрузке (порядка 6% по «мертвому времени»), во второй – загрузке около 26% по «мертвому времени».

Уровень итоговых оценок погрешностей относительных скоростей деления (для доверительной вероятности 0,95) приведен в табл. 3.

Таблица 3

**Уровень итоговых оценок погрешностей относительных скоростей деления**

Параметр	Оценка погрешности
граница ТВС активной зоны/ среднее значение мониторной ТВС активной зоны	5%
среднее значение ТВС активной зоны/ среднее значение мониторной ТВС активной зоны	3%
граница ТВС ВБЗВ и ТВС ВРХ/ среднее значение мониторной ТВС активной зоны	6%
среднее значение ТВС ВБЗВ и ТВС ВРХ/ среднее значение мониторной ТВС активной зоны	5%
граница ТВС НБЗВ/ среднее значение мониторной ТВС активной зоны	7%
среднее значение ТВС НБЗВ/ среднее значение мониторной ТВС активной зоны	6%
граница ТВС ВБЗВ и ТВС ВРХ/ среднее значение мониторной ТВС ВБЗВ	2%
среднее значение ТВС ВБЗВ и ТВС ВРХ/ среднее значение мониторной ТВС ВБЗВ	1%
граница ТВС НБЗВ и ТВС ВРХ/ среднее значение мониторной ТВС ВБЗВ	4%
среднее значение ТВС НБЗВ и ТВС ВРХ/ среднее значение мониторной ТВС ВБЗВ	3%

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Проведенный анализ условий эксперимента по измерению распределения энерговыделения в активной зоне реактора БН-600 после 44 перегрузки может быть рассмотрен как один из самых надежных и достоверных.

Выявлены следующие основные источники погрешностей и оценены их величины:

- неопределенность площади фотопика, включая его обработку соответствующими программными средствами ~1,3%;
- погрешность, связанная с воспроизведением условий измерений различными ТВС, условно названная «геометрической» погрешностью ~2,4%;
- погрешность определения поправки на «мертвое время» измерительной установки, с учетом ее величины и влияния на конечный результат – менее 1%;
- погрешность расчета временной поправки для приведения результатов измерения к единому времени (условиям насыщения) за счет неопределенности констант распада Ba-140, La-140 и времени облучения – не более 0,5%.

Суммарная погрешность определения средней по ТВС относительной скорости делений для доверительной вероятности 0,95 составила:

- ~3% – для ТВС активной зоны;
- ~5% – для ТВС внутренней боковой зоны воспроизведения (по отношению к ТВС активной зоны);
- ~6% – для ТВС внешней боковой зоны воспроизведения (по отношению к ТВС активной зоны).

**Литература**

1. Гусев Н.Г., Дмитриев П.П. Радиоактивные цепочки: Справочник. - М.: Атомиздат, 1978.
2. Физические величины: Справочник. - М.: Энергоатомиздат, 1991.
3. Голашвили Т.В., Чечев В.П., Лбов А.А. и др. Справочник нуклидов-2. - М.: ФГУП «ЦНИИАТО-МИНФОРМ», 2002.

Поступила в редакцию 14.02.2005

# ОЦЕНКА МИНИМАЛЬНО ВОЗМОЖНОЙ ЭФФЕКТИВНОСТИ СТЕРЖНЕЙ СУЗ РЕАКТОРА БН-600

**М.В. Баканов\*, В.А. Желтышев\*, А.А. Лыжин\*, В.В. Мальцев\*,  
В.Ф. Росляков\*, М.Р. Фаракшин\*\***

\*Белоярская АЭС, г. Заречный,

\*\* ГУП ОКБМ им. И.И. Африкантова, г. Нижний Новгород



В настоящее время на реакторе БН-600 осуществляется поэтапная замена существующих стержней СУЗ с назначенным ресурсом 365 эфф.сут модернизированными стержнями с назначенным ресурсом 560 эфф. сут. Модернизированные стержни СУЗ по сравнению с существующими имеют конструктивные отличия, приводящие к отличию физической эффективности. В статье приведены оценки минимально возможной эффективности модернизированных стержней СУЗ.

## ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время на реакторе БН-600 осуществляется поэтапная замена стержней СУЗ (А3 тип 1663.00.000, А3-П тип 1663.00.000-01, РС тип 1157А.00.000, КС тип 1161В.00.000, далее – существующие стержни СУЗ) модернизированными стержнями СУЗ с назначенным ресурсом 560 эфф.сут (А3 тип 2637.00.000, А3-П тип 2633.00.000, РС тип 2631.00.000, КС тип 2635.00.000, далее – модернизированные стержни СУЗ, если речь идет о какой-либо присущей только этому типу стержней особенности, или стержни СУЗ).

Модернизированные стержни СУЗ по сравнению с существующими стержнями СУЗ характеризуются следующими, приводящими к отличию эффективностей, основными особенностями:

- в стержне КС увеличена масса и высота карбида бора;
- в стержне А3 увеличена масса и высота карбида бора;
- в стержне А3-П уменьшена масса карбида бора;
- в стержнях РС заменен поглотитель – окись европия на карбид бора с естественным содержанием изотопа бора-10.

Модернизированные стержни СУЗ реактора БН-600 будут эксплуатироваться в активной зоне 01М2, нейтронно-физические характеристики которой отличаются от нейтронно-физических характеристик активной зоны 01М1.

В статье проведен анализ эффективности существующих стержней СУЗ, обоснована возможность переноса выводов, полученных при анализе эффективности существующих стержней СУЗ, на эффективность модернизированных стержней СУЗ и разработаны критерии предельного состояния модернизированных стержней СУЗ с точки зрения физической эффективности.

© М.В. Баканов, В.А. Желтышев, А.А. Лыжин, В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков,  
М.Р. Фаракшин, 2005

## **КРИТЕРИИ ПРЕДЕЛЬНОГО СОСТОЯНИЯ СТЕРЖНЕЙ СУЗ РЕАКТОРА БН-600**

В соответствии с ГОСТ [1] под предельным состоянием объекта понимается такое состояние, при котором его дальнейшая эксплуатация недопустима, а критерии предельного состояния объекта устанавливаются нормативно-технической и (или) конструкторской (проектной документацией). Критерии предельного состояния объекта может быть несколько.

1. В материалах технического проекта в качестве критерия предельного состояния модернизированных стержней СУЗ принято значение снижения эффективности одиночных стержней СУЗ. Причем снижение эффективности одиночных стержней СУЗ может быть вызвано как уменьшением количества изотопа бора-10 за счет его выгорания, так и аварийным состоянием стержней СУЗ за счет потери поглотителя после разрушения оболочки пэл.

2. В соответствии с Правилами ПБЯ [2] подkritичность активной зоны реактора в любой момент кампании после взвода рабочих органов аварийной защиты в рабочее положение с введенными в активную зону остальными органами СУЗ должна быть не менее  $1\% dk/k$  в состоянии активной зоны с максимальным эффективным коэффициентом размножения. Таким образом, для второй системы стержней КС1-18,Ц+РС1,2 в качестве критерия предельного состояния может быть выбран критерий обеспечения подkritичности активной зоны в  $1\% dk/k$  при введенных стержнях А3 в состоянии активной зоны с максимальным эффективным коэффициентом размножения, т.е. минимально допустимое значение эффективности системы стержней КС1-18,Ц+РС1,2 на начало МК.

В соответствии с Правилами ПБЯ [2] стержни А3 (без одного наиболее эффективного органа) должны обладать эффективностью, достаточной для перевода активной зоны реактора в подkritическое состояние и поддержания ее в подkritическом состоянии при нарушениях нормальной эксплуатации и проектных авариях. В качестве проектной аварии принимается «самоход» стержня РС. Таким образом, для системы стержней А31-5,П в качестве критерия предельного состояния может быть выбрано требование о недопустимости снижения эффективности системы стержней А31-5,П (без одного наиболее эффективного органа) менее значения, равного сумме величин температурного, мощностного, нептуниевого эффекта реактивности и эффективности стержня РС.

3. Требование минимально допустимого значения эффективности одиночных стержней СУЗ вытекает из особенностей технологии реактора БН-600 и функций, выполняемых отдельными стержнями СУЗ.

При сбросе в активную зону стержня А3-П во время отключения теплоотводящей петли эффективность стержня А3-П должна быть достаточной для снижения мощности реактора на  $1/3$  от исходной. Это требование и должно быть выбрано в качестве критерия предельного состояния стержня А3-П.

Стержни РС при работе реактора дают вклад (п. 2) в обеспечение необходимой эффективности второй системы стержней КС1-18,Ц+РС1,2, участвуют в перекомпенсации стержней КС1-18,Ц, производят компенсацию введенной стержнем А3-П отрицательной реактивности при отключении теплоотводящей петли. Поэтому величина минимально-допустимой эффективности стержней РС зависит от условия обеспечения нормальной эксплуатации реактора БН-600 в указанных режимах эксплуатации стержней РС.

4. В начале эксплуатации стержней (при нулевой наработке) эффективность систем стержней СУЗ значительно выше, чем минимально допустимое значение эффективности систем стержней СУЗ.

Для удобства эксплуатации в качестве признака, при котором достигаются критерии предельного состояния – минимально допустимые значения эффективности систем стержней СУЗ, может быть принята средняя наработка стержнями СУЗ эф.сут.

5. Таким образом, в качестве критериев предельного состояния модернизированных стержней СУЗ с точки зрения эффективности следует принять следующие параметры:

- снижение эффективности одиночных стержней СУЗ;
  - минимально допустимое значение эффективности системы стержней КС1-18,Ц+РС1,2;
  - минимально допустимое значение эффективности систем стержней А31-5,П без одного наиболее эффективного органа;
  - минимально допустимое значение эффективности стержня А3-П;
  - минимально допустимое значение эффективности стержня РС.
- В качестве признаков, при которых достигаются критерии предельного состояния – минимально допустимые значения эффективности систем стержней СУЗ, следует принять следующие параметры:
- максимально допустимое значение средней наработки стержней КС1-18,Ц;
  - максимально допустимое значение средней наработки стержней А31-5,П.

## **ОБОСНОВАНИЕ КРИТЕРИЕВ И ПРИЗНАКОВ ПРЕДЕЛЬНОГО СОСТОЯНИЯ**

### **Снижение эффективности одиночных стержней СУЗ**

В материалах технического проекта в качестве критерия предельного состояния модернизированных стержней СУЗ принято значение снижения эффективности одиночных стержней А3 на 10%, РС на 36%, А3-П на 10%, КС на 36%. Снижение эффективности одиночных стержней СУЗ может быть вызвано как уменьшением количества изотопа бора-10 за счет его выгорания, так и аварийным состоянием стержней СУЗ за счет потери поглотителя после разрушения оболочки пэл.

### **Минимально допустимое значение эффективности систем модернизированных стержней СУЗ**

#### **Минимально допустимое значение эффективности второй системы модернизированных стержней КС1-18,Ц+РС1,2**

Для активной зоны 01М2 номинальный расчетный запас реактивности в «холодном» состоянии в соответствии с проектом [3] составляет 4.38%  $dk/k$ . Расчетное значение эффективности системы модернизированных стержней КС1-18,Ц+РС1,2 составляет 6.40%  $dk/k$ . Таким образом, эффективность системы модернизированных стержней КС1-18,Ц+РС1,2 достаточна для обеспечения подkritичности активной зоны в 1%  $dk/k$  на начало МК при введенных стержнях А3.

Из опыта эксплуатации активной зоны 01М1 известно, что среднее значение темпа потери реактивности за счет выгорания топлива в период с 32–1 МК по 47 МК составляет 0,0149%  $dk/k$  эф.сут. Соответственно значение запаса реактивности, необходимое для обеспечения наработки 160 эф.сут, составляет 2.56%  $dk/k$ .

Среднее изменение запаса реактивности при переходе из «холодного» состояния в «горячее» в начале МК (в период с 32–1 МК по 47 МК) составляет 1.20%  $dk/k$ . Соответственно для обеспечения подkritичности 1.00%  $dk/k$  в «холодном» состоянии при введенных стержнях А3 эффективность системы модернизированных стержней КС1-18,Ц+РС1,2 должна быть не менее 4.76%  $dk/k$ .

Погрешность эффекта реактивности за счет выгорания топлива в период с 32–1 МК по 47 МК составляет 0.19%  $dk/k$ , погрешность изменения запаса реактивности при

переходе из «холодного» состояния в «горячее» в начале МК – 0.07%  $dk/k$ . Погрешность определения эффективности системы стержней КС1-18,Ц+РС1,2 в соответствии с отчетом [4] составляет 0.22%  $dk/k$ . С учетом указанных погрешностей суммарная погрешность составляет 0.30%  $dk/k$ .

Таким образом, критерий предельного состояния – минимально допустимое значение эффективности системы стержней КС1-18,Ц+РС1,2 составляет 5.06%  $dk/k$ .

#### **Минимально допустимое значение эффективности системы стержней А31-5,П**

Эксплуатационный предел величины эффективности органов аварийной защиты без одного наиболее эффективного органа в соответствии с техническим обоснованием безопасности составляет 2.3  $\beta_{\text{эфф}}$  или 1.61%  $dk/k$ .

Погрешность определения эффективности системы стержней А31-5,П без одного наиболее эффективного органа в соответствии с дополнением к отчету [5] составляет 0.34%  $dk/k$ . Итак, критерий предельного состояния – минимально допустимое значение эффективности системы стержней А31-5,П без одного наиболее эффективного органа составляет 1.95%  $dk/k$ .

#### **Минимально допустимое значение эффективности одиночных стержней СУЗ**

##### **Минимально допустимое значение эффективности стержня А3-П**

При отключении петли циркуляции избыточную реактивность, внесенную стержнем А3-П при сбросе в активную зону, компенсируют стержни РС1,2, перемещаясь из активной зоны. Избыточная реактивность, компенсируемая стержнями РС1,2, равна

$$\rho_{\text{PC}} = \rho_{\text{A3-П}} - \rho_{\text{МЭР}} - \rho_{\text{ТЭР}}, \quad (1)$$

где  $\rho_{\text{PC}}$  – реактивность, компенсируемая стержнями РС-1,2, %  $dk/k$ ;  $\rho_{\text{A3-П}}$  – эффективность стержня А3-П, %  $dk/k$ ;  $\rho_{\text{МЭР}}$  – средний мощностной эффект реактивности, реализующийся при снижении мощности реактора в диапазоне от 100%  $N_{\text{ном}}$  до 67%  $N_{\text{ном}}$ , равный 0.118%  $dk/k$ ;  $\rho_{\text{ТЭР}}$  – температурный эффект реактивности, реализующийся при отключении петли циркуляции и равный минус 0.008%  $dk/k$ .

Из формулы (1) следует, что минимально допустимое значение эффективности стержня А3-П следует признать таким, при котором происходит компенсация введенной стержнем А3-П отрицательной реактивности мощностным и температурным эффектами реактивности. Стержни РС1,2 при этом не перемещаются (рассматривается ситуация сразу после перекомпенсации, когда стержни РС1,2 находятся в положении приблизительно 300 мм по УП), т.е. введенная стержнем А3-П отрицательная реактивность полностью компенсируется мощностным и температурным эффектами реактивности.

В соответствии с формулой (1) минимально допустимое значение эффективности модернизированного стержня А3-П составляет 0.110%  $dk/k$ , а с учетом погрешностей определения составляющих в формуле (1) – 0.137%  $dk/k$ .

#### **Минимально допустимое значение эффективности модернизированного стержня РС**

Стержни РС при работе реактора дают вклад в обеспечение необходимой эффективности второй системы стержней КС1-18,Ц+РС1,2, участвуют в перекомпенсации стержней КС1-18,Ц, производят компенсацию введенной стержнем А3-П отрицательной реактивности при отключении теплоотводящей петли. Поэтому величина минимально допустимой эффективности стержней РС зависит от условия обеспечения нормальной эксплуатации реактора БН-600 в указанных режимах эксплуатации стержней РС.

Вклад эффективности стержней РС в суммарную эффективность системы стержней КС1-18,Ц+РС1,2 незначителен. Для обеспечения необходимой эффективности системы стержней КС1-18,Ц+РС1,2 можно не накладывать ограничения на эффективность стержней РС1,2, т.к. всегда необходимую эффективность системы стержней КС1-18,Ц+РС1,2 можно обеспечить за счет эффективности системы стержней КС1-18,Ц.

Минимальная эффективность модернизированного стержня РС по опыту эксплуатации составит 0.086%  $dk/k$ . Такая эффективность реализуется при загрузке в стержень минимально возможной в соответствии с ТУ массы бора-10 и установке стержня в ячейку реактора с минимальной плотностью нейтронного потока. При такой эффективности стержня РС увеличивается число перекомпенсаций стержней КС, но нормальная эксплуатация в режиме перекомпенсации стержней КС обеспечивается – как минимум девять стержней КС могут быть перемещены в активной зоне на 10 мм по УП.

Анализ возможности стержней РС1,2 с эффективностью 0.086%  $dk/k$  каждый, обеспечить нормальную эксплуатацию реактора в режиме отключения теплоотводящей петли проведен для эффективности стержня А3-П, равной 0.190%  $dk/k$ . Эффективность стержня А3-П, равная 0.190%  $dk/k$ , получена для максимальной согласно ТУ загрузки бора-10 в стержень (0.334 кг) и опыта эксплуатации стержня А3-П в 1990 – 1992 гг. При разработке дополнения к проекту на модернизированные стержни СУЗ в ТУ на стержень А3-П было внесено изменение и максимально возможная загрузка бора-10 в настоящее время составляет 0.375 кг. При такой загрузке бора-10 и максимальной плотности потока нейтронов в ячейке стержня А3-П эффективность стержня А3-П составит 0.207%  $dk/k$ . При этой эффективности стержня А3-П нормальная эксплуатация реактора во время отключения теплоотводящей петли обеспечивается, если эффективность каждого стержня РС составит 0.095%  $dk/k$ .

Таким образом, минимально допустимая эффективность стержня РС должна быть принята равной 0.095%  $dk/k$ . Необходимо отметить, что данная величина получена из консервативной оценки для случая, когда совпадают «неблагоприятные» факторы изготовления и эксплуатации стержней А3-П и РС1,2.

### **Максимально допустимое значение средней наработки стержней**

#### **Максимально допустимое значение средней наработки стержней КС1-18,Ц**

Из минимально допустимой эффективности системы стержней КС1-18,Ц+РС1,2 и минимально допустимой эффективности стержней РС следует, что минимально допустимая эффективность системы КС1-18,Ц составляет 4.87%  $dk/k$ . Для оценки времени снижения эффективности системы модернизированных стержней КС1-18,Ц до указанного значения воспользуемся опытом измерений эффективности системы существующих стержней КС1-18,Ц. Опыт измерений показывает, что зависимость эффективности системы существующих стержней КС1-18,Ц от средней наработки стержнями КС1-18,Ц эфф.сут определяется формулой, приведенной на рис. 1.

В начале 48 МК были измерены эффективности существующих и модернизированных стержней КС, имеющих «нулевую» наработку. Результаты измерений показывают, что эффективность модернизированных стержней КС больше эффективности существующих стержней КС на 0.9%. Эти отличия приведены для средних согласно ТУ на стержни значений загрузки бора-10 в стержни КС. Из вида зависимости (рис. 1) и отличия эффективности (0.9%) следует, что эффективность системы модернизированных стержней КС1-18,Ц, равная 4.87%  $dk/k$ , будет достигнута при средней наработке модернизированными стержнями КС1-18,Ц 589 эфф.сут, а с учетом погрешности – 496 эфф.сут.

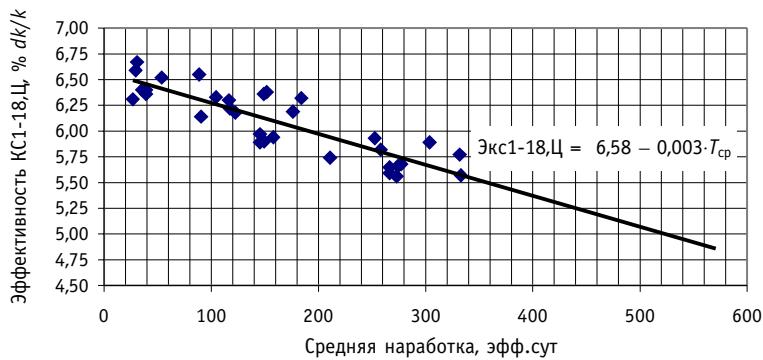


Рис. 1. Зависимость эффективности системы существующих стержней КС1-18,Ц от средней наработки стержнями КС1-18,Ц (эфф.сут)

При проектном запасе реактивности для активной зоны 01М2 в «холодном» состоянии на начало кампании 4.38%  $dk/k$  [3] для обеспечения подкритичности 1%  $dk/k$  при взвешенных стержнях А31-5,П с учетом вышеобоснованных погрешностей минимально допустимая эффективность системы модернизированных стержней КС должна составлять 5.49%  $dk/k$ , а максимально допустимая наработка – 383 эф.сут.

#### Максимально допустимое значение средней наработки стержней А31-5,П

В отчете [6] проведен подробный анализ эффективности 135 существующих стержней А3, отработавших в реакторе в период с 22 по 40 МК. Анализ показал, что зависимость приведенной эффективности от наработки стержнями А3 эф.сут определяется формулой, приведенной на рис. 2.

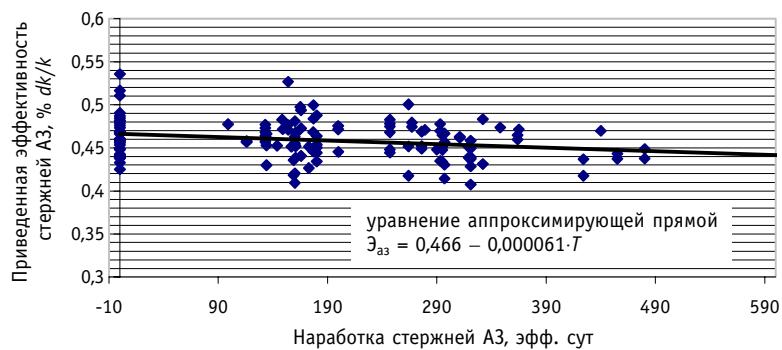


Рис. 2. Зависимость приведенной эффективности стержней А3 от наработки стержнями А3 (эфф. сут)

С учетом погрешности снижение эффективности стержня А3 за счет выгорания поглотителя составляет не более 0.000064%  $dk/k$  за 1 эф.сут, а для всех стержней системы А31-5,П – не более 0.00038%  $dk/k$  за 1 эф.сут.

В дополнении к отчету [5] показано, что среднее значение эффективности А31-5,П без одного наиболее эффективного органа составляет 2.40%  $dk/k$ . Соответственно наработка, при которой происходит снижение эффективности рабочих органов А3 без одного наиболее эффективного органа с 2.40 до 1.95%  $dk/k$ , составит 1184 эф.сут.

Таким образом, с учетом погрешности максимально допустимое значение средней наработки модернизированными стержнями А3 составляет 1184 эф.сут.

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

В активной зоне 01М2 интегральная плотность нейтронного потока будет больше, чем в активной зоне 01М1. В связи с этим выгорание поглотителя бора-10 в стержнях КС и РС будет больше. С другой стороны, меньшее значение запаса реактивности в активной зоне 01М2 приведет к более «высокому» начальному положению стержней КС в активной зоне и соответственно к меньшему выгоранию поглотителя бора-10 в них. Указанные изменения в эксплуатации модернизированных стержней не приведут к существенным изменениям разработанных критериев и признаков, но, тем не менее, по мере накопления опыта эксплуатации модернизированных стержней СУЗ, их критерии предельного состояния и признаки должны быть уточнены.

## **Литература**

1. ГОСТ 27.002-89. Надежность в технике. Основные понятия. Термины и определения.
2. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций ПБЯ РУ АС-89.
3. Зона активная 01М2. Расчет физический. РНAT.501341.022 РР. И nv. № 841648. – Нижний Новгород: ГУП ОКБМ, 2003.
4. Отчет «Анализ погрешностей определения нейтронно-физических характеристик реактора БН-600». – ОЯБиН Белоярская АЭС, ФЭИ, 1997.
5. Дополнение к отчету «Анализ погрешностей определения нейтронно-физических характеристик реактора БН-600». – ОЯБиН Белоярская АЭС, ФГУП ГНЦ РФ-ФЭИ, 2004.
6. Отчет «Влияние длительности облучения рабочих органов аварийной защиты реактора БН-600 на их эффективность». № 38-3/4-187 от 27.03.2001. – ОЯБиН Белоярская АЭС.

Поступила в редакцию 14.02.2005

## РАСЧЕТНОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА БН-600

**В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков, Х.Ф. Гиззатулин**  
*Белоярская АЭС, г. Заречный*



В статье приведены основные отличительные характеристики активных зон за время эксплуатации реактора БН-600. Проведен анализ нейтронно-физических расчетов реактора БН-600 комплексом программ URAN и комплексом программ ГЕФЕСТ. Приведена оценка влияния методики расчетов реактора БН-600 комплексом программ ГЕФЕСТ на результаты расчетных характеристик ТВС.

В этом году исполняется 25 лет энергоблоку № 3 Белоярской АЭС. Натриевый реактор на быстрых нейтронах БН-600 был введен в эксплуатацию в 1980 г. Физический пуск проведен 26 февраля, энергетический пуск – 8 апреля. В течение полутора лет осуществлялся поэтапный набор мощности и освоение режимов работы оборудования. 18 декабря 1981 г. была достигнута номинальная мощность энергоблока (1470 МВт – тепловая, 600 МВт – электрическая). Начиная с 1982 г., энергоблок БН-600 работает в режиме коммерческой выработки электрической и тепловой энергии, выполняя одновременно задачи по испытанию и проверке прототипного оборудования и новых научно-технических достижений в области быстрых реакторов.

Активная зона реактора является урановой. Наработка плутония производится как собственно в активной зоне, так и в торцевой и боковой зонах воспроизводства. В проектном варианте активная зона имела две зоны обогащения по U-235 (21 и 33%), максимальное выгорание 9,7% т.а., высоту активной зоны – 75 см и двух- и трехкратную схему перегрузки соответственно по зонам обогащения. Это предполагало проведение перегрузки через 150 эф.сут работы реактора.

За более чем 20-летний срок эксплуатации реактора БН-600 на БАЭС было проведено две модернизации его активной зоны.

С топливной загрузкой первого типа реактор работал с 1980 по 1986 гг. Основные характеристики этой активной зоны: длина топливной части ТВС – 750 мм, две зоны обогащения по урану 235 – 21 и 33%.

В конце 1987 г. было принято решение о разработке нового проекта и осуществлении перевода активной зоны реактора БН-600 на топливную загрузку первой модернизации. Для улучшения показателей эксплуатации активной зоны была увеличена длина обогащенной части твэла с 750 до 1000 мм, с применением ТВС трех обогащений по урану-235: 17, 21 и 26%. С топливной загрузкой первой модернизации реактор работал в течение 1988–1991 гг. Фактически достигнутые выгорания соответствовали проектным. В процессе работы был начат переход на новые, более радиационно стойкие конструкционные материалы. Результаты исследований ТВС с этими материалами позволили обосновать возможность повышения максимального выгорания топлива до 10% т.а.

---

© В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков, Х.Ф. Гиззатулин, 2005

В течение 1991–1993 гг. был осуществлен перевод реактора на активную зону второй модернизации, с максимальным выгоранием топлива – 10% т.а. Для обеспечения необходимого запаса топлива в активной зоне второй модернизации была увеличена его загрузка на 4%, за счет увеличения высоты топливного столба в ТВС с 1000 до 1030 мм и эффективной плотности топлива в твэлах с 8,5 до 8,6 г/см.

С топливной загрузкой второй модернизации реактор работал в течение 1991–2004 гг. В течение работы реактора с этой активной зоной постоянно проводились испытания чехловых и оболочечных сталей с целью увеличения их ресурса работы.

Переход на третью модернизированную активную зону начался весной 2004 г., и должен завершиться осенью 2005 г. За время этого перехода на реакторе БН-600 пройдет четыре перегрузки топлива.

Расчет первых микрокампаний реактора БН-600 осуществлялся комплексом программ JAR, затем комплексом ядерно-физических расчетов URAN, а с 1992 г. комплексом программ ГЕФЕСТ. Таким образом, не существовало банка данных по всем сборкам реактора, насчитанных единой программой, что не давало возможности уверенно обрабатывать данные по различным функционалам, по всем типам ТВС, СУЗ и гильз СУЗ. Соответственно не было единого набора данных по поведению реактора БН-600 за весь период эксплуатации, т.е. это запасы реактивности,  $k_{\text{эфф}}$ , темп потери реактивности  $\beta_{\text{эфф}}$  и др. Тем более набор расчетных данных по сборкам реактора для активных зон реактора 01 и 01М, насчитанных комплексом URAN, был существенно ниже, чем мог предложить ГЕФЕСТ (например, комплекс URAN вел расчет и выдавал данные по одной точке на каждую сборку, а комплекс программ ГЕФЕСТ – 18 точек и, кроме того, большое количество ранее не рассчитываемых функционалов – десять трансуранов, доза на противоположную грань, потоки 1 и 2-ой группы,  $K_R$ ,  $Q_V$  и прочее, по высоте каждой сборки, на конец и начало каждой микрокампании).

Начиная с 1999 г., с завода изготовителя ТВС стали поступать точные данные о содержании U-235 в обедненном уране ТВС Б3В и ТЭ ТВС А3, а также было ими же подтверждено, что до этого периода содержание последнего было 0,295%, а не 0,48% как было утверждено и заложено в исходные данные для расчетов.

Предварительными расчетами было показано, что неопределенность данных по содержанию используемого в ТВС боковой зоны воспроизводства обедненного урана и в ТЭ ТВС активной зоны может существенным образом повлиять на интегральные характеристики реактора.

Таким образом, с целью повышения безопасности эксплуатации реактора БН-600, для улучшения качества предсказаний характеристик реактора, для создания банка данных, по всем элементам активной зоны реактора, а также с целью более точного учета в расчетах изотопного состава было принято решение о проведении перерасчета всех микрокампаний реактора комплексом программ ГЕФЕСТ. Также данная работа позволит оценить накопленный флюенс и дозу на элементы конструкции реактора, что, в свою очередь, необходимо для проведения работ по продлению ресурса оборудования энергоблока.

Большую часть отсутствующих исходных данных занесено на ПК вручную (из технических решений на перегрузку, паспортов и чертежей ТВС и СУЗ).

Для проведения данной работы были разработаны и рассчитаны:

- новый регламент расчетов ГЕФЕСТ;
- расчетные модели ТВС, СУЗ, гильз СУЗ, ФНИ и ПИ;
- постоянные концентрации – на ТВС, СУЗ, гильзы СУЗ, ФНИ и ПИ.

Были внесены изменения в изотопный состав «свежих» ТВС (заменено количество U-235 в ТВС Б3В и ТЭ ТВС А3 с 0,48 на 0,295% у всех ТВС до 1999 г. поступления, т.е. по 38 за микрокампанию).

При расчетах пересчет плотности нейтронного потока, а также вычисление текущих запасов реактивности проводились примерно через каждые 30 сут. Для начала каждой микрокампании пересчитывались 26-групповые спектры.

Результатом расчетов стал банк данных сборок реактора, который содержит:

- расчетные модели и постоянные концентрации на все элементы активной зоны;
- $k_{\text{эфф.}}$ , запасы и темп потери реактивности, на каждые 30 эфф.сут;
- файлы и архивы ГЕФЕСТ, где хранятся значения почти 1500 функционалов по каждой сборке, на начало и конец каждой мкк.

Анализ изменения  $k_{\text{эфф.}}$  показал:

- изменения  $k_{\text{эфф.кр.}}$  не связаны с изменением загрузки реактора, как-то: наличие ТВС с плутонием, дополнительным ФНИ и изменением их мест, наличием ЭОУ, что говорит о корректном учете в комплексе программ ГЕФЕСТ всех изменений загрузки;
- максимальные погрешности определения  $k_{\text{эфф.}}$  проявляются на начальных положениях СУЗ, что связано с тем, что нижний срез поглотителя (в этих состояниях) проходит через область максимальных градиентов поля нейтронов в активной зоне реактора;
- большой разброс значений  $k_{\text{эфф.}}$  в первых микрокампаниях связан с тем, что в физрасчете применялись граничные условия для активной зоны 01M1, а в первых микрокампаниях загрузка по реактору была неоднородной, особенно в первую мкк (в ВРХ находилось всего три ТВС, а остальное – это ПИ, в активной зоне было установлено 13 ПКР и один ПИ).

В результате расчетов установлено следующее:  $k_{\text{эфф.кр.}}$  и  $q_p$  (темпер потери реактивности) падал с каждым переходом на новую АЗ (см. табл.1).

Таблица 1

**Изменения  $k_{\text{эфф.}}$  и  $q_p$  для всех активных зон реактора БН-600**

Параметр	Активная зона реактора БН-600		
	01	01M	01M1
Средний $k_{\text{эфф.кр.}}$	1,0064	1,0035	1,0018
Средний $q_p$	0,000237	0,000173	0,000164

Анализируя отклонения расчетов эффективностей рабочих органов СУЗ от эксперимента, можно указать на систематическое значительное превышение расчетных данных над экспериментальными для стержней КС из их внешнего кольца, находящихся ближе других к блоку ионизационных камер (БИК) (стержни № 7, 8, 17, 18). Это указывает на возможные погрешности в процессе обработки экспериментальных данных, а именно, при учете пространственного эффекта, приводящем к занижению экспериментальных данных для указанных стержней СУЗ. Кроме этой экспериментальной погрешности, расчетные оценки весов стержней СУЗ несут и расчетную погрешность, связанную с недостаточной детализацией модели стержня (в топливном архиве ТВС сегодня хранится лишь среднее выгорание по длине стержня) и использованием диффузационного приближения. Для снижения отмеченной выше экспериментальной погрешности возможно проведение нестационарных расчетов с переопределением коэффициентов пересчета, учитывающих пространственное распределение стержней СУЗ по реактору.

Таким образом, при использовании комплекса ГЕФЕСТ существует возможность корректировки методики обработки экспериментальных данных по определению эффективности рабочих органов СУЗ со снижением экспериментальной погрешности.

За период с 1 по 46 мкк было произведено две модернизации активной зоны реактора БН-600, что, соответственно было отражено в исходных данных комплекса (см. табл. 2). Переход с активной зоны 01 на активную зону 01М (в комплексе программ ГЕФЕСТ) был проведен в начале 19 мкк, а на активную зону 01М1 – в начале 26 мкк.

Начиная с 47 микрокампании начался переход на новую активную зону 01М2. Основная идея, лежащая в данной модернизации состоит в том, чтобы не меняя конструкцию ТВС активной зоны второй модернизации, увеличить их ресурс и соответственно добиться значительного экономического эффекта за счет повышения выгорания топлива и коэффициента использования установленной мощности. По проекту на данную активную зону, величина максимального выгорания будет составлять 11,1% т.а., что достигается увеличением времени облучения ТВС (с 480 до 560 эф. сут).

Таблица 2  
**Высотное распределение изотопного состава штатных ТВС АЗ**

Активная зона 01			Активная зона 01М			Активная зона 01М1		
№ слоя	Высота слоя, см	Содержание	Высота слоя, см	Содержание		Высота слоя, см	Содержание	
18 – верх сборки	10,167	Уран обедн.	ВТЭ	10,167	Уран обедн.	ВТЭ	10,167	Уран обедн.
17	10,167	Уран обедн.		10,167	Уран обедн.		10,167	Уран обедн.
16	10,167	Уран обедн.		10,167	Уран обедн.		10,167	Уран обедн.
15	6,5	Уран обог.		6,5	Уран обог.		9,5	Уран обог.
14	9,5	Уран обог.	АЧ	9,5	Уран обог.	АЧ	9,5	Уран обог.
13	9,5	Уран обог.		9,5	Уран обог.		9,5	Уран обог.
12	9,5	Уран обог.		9,5	Уран обог.		9,5	Уран обог.
11	9,5	Уран обог.		9,5	Уран обог.		9,5	Уран обог.
10	9,5	Уран обог.	НТЭ	9,5	Уран обог.	НТЭ	9,5	Уран обог.
9	9,5	Уран обог.		9,5	Уран обог.		9,5	Уран обог.
8	9,5	Уран обог.		9,5	Уран обог.		9,5	Уран обог.
7	9,5	Уран обог.		9,5	Уран обог.		9,5	Уран обог.
6	9,5	Уран обедн.	НТЭ	9,5	Уран обог.	НТЭ	9,5	Уран обог.
5	9,5	Уран обедн.		9,5	Уран обог.		9,5	Уран обог.
4	9,5	Уран обедн.		9,5	Уран обедн.		8,75	Уран обедн.
3	9,5	Уран обедн.		9,5	Уран обедн.		8,75	Уран обедн.
2	9,5	Металл		9,5	Уран обедн.		8,75	Уран обедн.
1 – низ сборки	9,5	Металл		9,5	Уран обедн.		8,75	Уран обедн.

За время расчетов было проверено влияние состава стали, потоков и спектров на величину расчетной максимальной повреждающей дозы. Для проведения данного анализа был проведен ряд расчетов для одной из микрокампаний реактора, и было получено следующее:

1. **Состав стали элементов активной зоны.** Так, применение чехловой стали ЭП450 вместо стали, которая сейчас используется в расчетах комплекса программ ГЕФЕСТ, уменьшает максимальную повреждающую дозу на 4%, а применение оболочечной стали ЭП172, наоборот, увеличивает ее на 1%.

2. **Используемый 2-групповой поток.** В настоящее время в комплексе программ ГЕФЕСТ для расчета максимальной повреждающей дозы используется 2-групповой поток на конец микрокампании, более правильным было бы использование 2-группового потока на середину микрокампании, что привело бы к следующему:

- в ЗМО повреждающая доза увеличится в среднем до 0,5%;
- в ЗСО повреждающая доза увеличится в среднем до 0,5%;
- в ЗБО повреждающая доза увеличится в среднем до 0,8%;
- в 1-ом ряду ВБЗВ повреждающая доза практически не изменится;
- во 2-ом ряду ВБЗВ повреждающая доза уменьшится в среднем на 1%;
- в 1-ом ряду НБЗВ повреждающая доза уменьшится в среднем на 2%;
- во 2-ом ряду НБЗВ повреждающая доза уменьшится в среднем на 2%;
- в 3-м ряду НБЗВ повреждающая доза уменьшится в среднем на 2,4%.

3. **Изменение максимальной повреждающей дозы по высоте реактора.** В комплексе программ ГЕФЕСТ расчет максимальной повреждающей дозы учитывает высотное распределение повреждающей дозы (т.е. когда максимум повреждающей дозы ТВС в разных микрокампаниях находился в разных расчетных слоях), что приводит в отдельных ТВС к уменьшению (если не учитывать данный эффект) максимальной повреждающей дозы до 0,5%.

4. **Групповые сечения смещения для 26-группового разбиения.** В комплексе ГЕФЕСТ эти сечения взяты на основе работы [2], там же указывается, что использование данных сечений для расчета повреждающей дозы, для нержавеющей стали X18H8, приблизительно на 10% меньше по сравнению с вычисленными на основании рекомендованных [3].

5. **Используемые 26-групповые спектры нейтронов.** На основе проведенного расчета, указанного выше, вытекает, что изменение 26-групповых спектров даже в пределах одной микрокампании дает изменение максимальной повреждающей дозы от 1,25 до -0,8%, в зависимости от местоположения конкретного элемента активной зоны.

Необходимо также указать на то, что в комплексе программ ГЕФЕСТ при расчете максимальной повреждающей дозы для СУЗ и гильз СУЗ, не учитывается конкретный состав стали данных элементов активной зоны, а берутся одинаковые постоянные концентрации для всех этих элементов. Для более правильного расчета максимальной повреждающей дозы (учитывающего конкретный состав сталей) для СУЗ и гильз СУЗ необходима модернизация комплекса ГЕФЕСТ его разработчиком.

Таким образом, основным результатом расчетов всех МКК реактора является получение информации о локальных характеристиках реактора, используемой в обоснование безопасной эксплуатации реактора.

В настоящее время комплекс программ ГЕФЕСТ эксплуатируется на РС PENTIUM-III, что позволило сократить расчетное время одной микрокампании (по сравнению с первой версией комплекса) в сотни раз.

В будущем планируется увеличение в несколько раз количества расчетных точек модели комплекса, проведение всех расчетов в 26-групповом приближении и увеличение топливного архива ТВС (для учета трансуранов по всей высоте ТВС).

Проведенная работа показала предсказуемость поведения реактора БН-600, что очень важно для безопасной его эксплуатации.

**Литература**

1. Расчеты физические модернизированной активной зоны первого типа загрузки. п/я А-7755, 1984.
2. Авраменко В.И., Конобеев Ю.В., Строкова А.М.//Атомная энергия. – 1984. – Т. 56. – Вып. 3. – С. 139.
3. Быков В.Н., Конобеев Ю.В.//Атомная энергия. – 1977. – Т. 43. – Вып. 1. – С. 20.
4. Селезнев Е.Ф. Некритичность критического реактора//ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. – Вып. 1. – 1999. – С. 60-66.

Поступила в редакцию 14.02.2005

# ВЛИЯНИЕ ИЗМЕНЕНИЯ СОСТАВА АКТИВНОЙ ЗОНЫ БН-600 НА ВЕЛИЧИНУ НАТРИЕВОГО ПУСТОТНОГО ЭФФЕКТА РЕАКТИВНОСТИ

**Е.В. Балахнин, А.М. Тучков, И.А. Чернов**  
Белоярская АЭС, г. Заречный



В статье дан анализ влияния изменения состава активной зоны реактора БН-600 на величину натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР). Приведены методика подготовки расчетных моделей и результаты расчетов величины НПЭР для разных составов активной зоны.

Натриевый пустотный эффект реактивности – это изменение реактивности критического реактора при изменении плотности теплоносителя из-за изменения температуры реактора или вследствие аварии, связанной с прекращением циркуляции теплоносителя в первом контуре.

В НПЭР можно выделить три компоненты [1].

**1. Компонента утечки.** Для БН-600 удаление натрия из активной зоны увеличивает утечку нейтронов, следовательно, в активной зоне остается меньшее число нейтронов и деление на уране несколько снижается, реактивность уменьшается. Эта компонента всегда отрицательна.

**2. Захватная компонента.** При нормальной работе реактора происходит радиационный захват нейтронов и вывод их из полезного деления на топливе, а при аварии с утечкой натрия, наоборот, происходит увеличение деления ядер. Данная составляющая НПЭР всегда положительна.

**3. Спектральная компонента** (изменение спектра нейтронов). При удалении натрия спектр нейтронов в реакторе ужесточается (нет замедления в теплоносителе), в результате чего происходит уменьшение величины отношения сечений деления и захвата в  $^{239}\text{Pu}$  ( $\alpha^9$ ) и увеличение доли делений четно-четных нуклидов тяжелых ядер. В зависимости от состава зоны данная компонента может иметь любой знак.

Спектральная и захватная компоненты обычно имеют максимум в центре активной зоны, где поток и ценность нейтронов максимальны (иногда из-за наличия зоны воспроизведения максимум может сместиться в другое место). Компонента же утечки имеет максимальное значение на границе активной зоны около зоны воспроизведения, где наибольшее значение имеют градиенты потока и ценности нейтронов.

Во многих работах [1–4] пространственное распределение значений НПЭР для реакторов типа БН дается на основе проектного состава активной зоны. Реальные условия эксплуатации реактора БН-600 могут отличаться от проектных. Например, в реакторе БН-600 эксплуатировались экспериментальные облучательные устройства

© Е.В. Балахнин, А.М. Тучков, И.А. Чернов, 2005

(ЭОУ) и опытные компенсирующие стержни (ОКС) для наработки кобальта-60 и экспериментальные сборки для наработки аргона-37 (ЭСА). В данной работе определяется влияние установки этих облучательных сборок на величину НПЭР реактора БН-600.

Расчеты проводились с использованием программы SYNTES в R-Z геометрии. Активная зона реактора БН-600 была разбита на необходимое количество радиальных слоев (8-12), в соответствии с изменением изотопного состава сборок (табл. 1, 2). Количество вертикальных слоев определялось максимальным числом звеньев в рассматриваемых типах сборок.

Расчет размеров зон проводился по методике эквивалентных площадей и на основе сохранения физического радиуса расположения стержней СУЗ и экспериментальных облучательных сборок в боковом экране.

Для каждого исследуемого типа сборок (ЭОУ, ОКС и ЭСА) составлялась расчетная модель, где учитывались изменения концентраций отдельных изотопов в местах установки этих сборок:

- исследование НПЭР в реакторе БН-600 с установленными ЭОУ – EOУ;

Таблица 1  
**Картограмма модели реактора БН-600 в R-Z геометрии**

N1	$\Delta Z$ , см	ЗМО		ЗСО	ЗБО1	ЗБО2	ВБЗВ	НБЗВ	ПИ
		Номер топливного состава	Номер расчетного слоя						
15	24,8	1	7	12	17	20	23	27	32
		57	58	59	60	61	62	63	64
5	5,5	2	8	13	17	20	23	27	32
		49	50	51	52	53	54	55	56
3	3,0	3	9	14	18	21	24	28	31
		41	42	43	44	45	46	47	48
4	5.0	3	9	14	18	21	24	28	31
		33	34	35	36	37	38	39	40
32	35.0	3	9	14	18	21	24	28	31
		25	26	27	28	29	30	31	32
40	61,1	4	10	15	18	21	24	28	31
		17	18	19	20	21	22	23	24
10	25,4	5	11	16	19	22	25	29	30
		9	10	11	12	13	14	15	16
10	10	6	11	16	19	22	26	26	30
		1	2	3	4	5	6	7	8
$\Delta R$ , см		31.62	32.26	19.62	10.04	10.04	19.22	19.22	19.2
N2		30	30	18	9	9	18	18	18

$\Delta R$  – размер радиальной зоны,  $\Delta Z$  – размер аксиальной зоны, N1 – число расчетных точек на аксиальную зону, N2 – число расчетных точек на радиальную зону.

Таблица 2

**Состав радиальных слоев**

Имя зоны	Основные составы
ЗМО1	ТВС ЗМО, компенсирующие и регулирующие стержни
ЗМО2	СУЗ (КС и РС)
ЗСО	ТВС ЗСО и стержни КС
ЗБО1	ТВС ЗБО
ЗБО2	
ВБЗВ	ТВС ВБЗВ
НБЗВ	ТВС НБЗВ
ВРХ	отработавшие ТВС ЗМО, ЗСО, и ЗБО

ЗМО – зона малого обогащения; ЗСО – зона среднего обогащения; ЗБО – зона большого обогащения;  
ВБЗВ – внутренняя боковая зона воспроизводства; НБЗВ – наружная боковая зона воспроизводства;  
ВРХ – внутриреакторное хранилище.

- исследование НПЭР в реакторе БН-600 с установленными ОКС – **OKS**, для трех вариантов размещения ОКС;
- исследование НПЭР в реакторе БН-600 с установленными ЭСА – **ESA**, для двух вариантов размещения ЭСА.

Рассматриваемые расчетные модели реактора БН-600 сведены в табл. 3.

Таблица 3

**Расчетные модели реактора БН-600**

Описание модели	Условное название
6 ЭОУ во втором ряду ВБЗВ – реальная модель	<b>EOU</b>
ОКС в ячейке КС-Ц – реальная модель	<b>1OKS</b>
ОКС в ячейках КС-Ц, КС1÷6	<b>7OKS</b>
ОКС в ячейках КС-Ц, КС1÷18	<b>19OKS</b>
19 ЭСА в первом ряду ВБЗВ – реальная модель	<b>19ESA</b>
ЭСА занимают весь первый ряд ВБЗВ	<b>78ESA</b>
стандартная активная зона реактора	<b>ZONA</b>

Расчет НПЭР выполняется по следующему алгоритму:

- на первом этапе проводится расчет реактора в исходном (невозмущенном) состоянии;
- далее из исходных концентраций элементов топливных составов исключается натрий (моделирование слива теплоносителя);
- проводится расчет реактора в возмущенном состоянии (без натрия);
- рассчитывается эффект реактивности при удалении натрия из соответствующей зоны.
- для расчета величины пустотного эффекта реактивности используется формула, получаемая из рассмотрения НПЭР с точки зрения теории возмущения [6]:

$$\Delta\rho = \left( \frac{1}{k_{\text{исх}}} - \frac{1}{k_{\text{возм}}} \right) \cdot k_{\text{исх}}.$$

Результаты расчетов НПЭР приведены в табл. 4. Суммарный натриевый пустотный эффект реактивности в целом по реактору по проектным данным составляет – 0,44β.

Таблица 4

**Величина НПЭР (ед. β) для разных составов активной зоны БН-600**

Зона ЯР	Расчетная модель						
	ZONA	19ESA	78ESA	1OKS	7OKS	19OKS	EOU
ЗМО	0,1201	0,1206	0,1407	0,3245	0,3067	0,3444	0,1053
ЗСО	-0,2032	-0,2034	-0,1835	-0,2111	-0,2054	-0,1784	-0,2155
ЗМО+ЗСО	-0,0552	-0,0545	-0,0141	0,1471	0,1261	0,1817	-0,0837
ЗБО	-0,7173	-0,7205	-0,7260	-0,7466	-0,7219	-0,7427	-0,7436
ЗМО+ЗСО+ЗБО	-0,8046	-0,8089	-0,7722	-0,6139	-0,6131	-0,5830	-0,8643
ВБЗВ	-0,1842	-0,1990	-0,3033	-0,1931	-0,1867	-0,1849	-0,1958
ВРХ	-0,0080	-0,0090	-0,0141	-0,0084	-0,0103	-0,0080	-0,0057
Весь реактор	-1,0271	-1,0506	-1,1346	-0,8414	-0,8330	-0,7993	-1,1062

На основе выполненных расчетов можно сделать следующие выводы.

1. Во всех рассмотренных расчетных моделях величина НПЭР положительна только при удалении натрия из ЗМО, в остальных зонах и в целом по реактору – отрицательна.

2. Установка 6-ти ЭОУ во второй ряд ВБЗВ увеличивает отрицательную величину НПЭР, что повышает безопасность реакторной установки при запроектной аварии с потерей теплоносителя.

3. Установка ОКС на место штатных КС приводит к увеличению положительной составляющей величины НПЭР, что снижает безопасность реактора при запроектной аварии.

4. Установка 19 ЭСА в первый ряд ВБЗВ не влияет на величину НПЭР, а замена всех ТВС первого ряда (78 шт.) на ЭСА увеличивает отрицательную величину НПЭР.

5. Результаты расчетов показывают возможность использования разработанной методики определения НПЭР по программе SYNTES для оперативного определения НПЭР при изменении состава активной зоны реактора БН-600.

### Литература

1. Уолтер А., Рейнольдс А. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах. – М.: Энергоатомиздат, 1986.
2. Бартоломей Г.Г., Бать Г.А., Бейбаков В.Д. и др. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
3. Усынин Г.Б., Кусмарцев Е.В. Реакторы на быстрых нейтронах. – М.: Энергоатомиздат, 1985.
4. Хаммел Г., Окрендт Д. Коэффициенты реактивности в больших энергетических реакторах на быстрых нейтронах. – М.: Атомиздат, 1975.
5. Реактор БН-600 и его СУЗ: Техническое описание. – БАЭС, 1988.
6. Тестовая модель реактора БН-600: Отчет о НИР, №09-3802/97. – ВНИИАЭС, 1997.
7. Селезнев Е.Ф. Опыт формирования топливных загрузок активной зоны реактора БН-600// Теплотехника. – 1998. – № 5.

Поступила в редакцию 14.02.2005

# ИССЛЕДОВАНИЯ ОСТАТОЧНОГО ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ ОТРАБОТАВШИХ СБОРОК РЕАКТОРА БН-600 В БАССЕЙНЕ ВЫДЕРЖКИ

**А.И. Карпенко, Е.Л. Розенбаум, В.П. Забегаев**  
*Белоярская АЭС, г. Заречный*



Разработана методика и изготовлена установка для измерения остаточного тепловыделения отработавших сборок непосредственно в бассейне выдержки. Важным преимуществом является то, что установка выполнена с использованием штатного оборудования, операции по перестановке отработавших сборок выполняются с помощью штатных средств и технологий, тем самым обеспечивается проектная безопасность проведения работ. Впервые проведены прямые измерения остаточного тепловыделения значительного количества отработавших сборок самых различных типов.

Значение остаточного тепловыделения отработавших сборок после их извлечения из реактора является определяющим параметром безопасности при их дальнейшем хранении и транспортировке. Для оценочных расчетов можно использовать известную формулу Вея-Вигнера, по которой погрешность определения остаточного тепловыделения составляет  $\pm 25\text{--}50\%$ , но для практического использования при обосновании безопасности технологических процессов этой точности недостаточно. Кроме того, появление новых топливных композиций тепловыделяющих сборок и поглощающих материалов в стержнях СУЗ диктуют необходимость экспериментальной верификации расчетных методов, разработанных в начале освоения атомной энергии.

В связи с вышесказанным, была разработана методика и установка для измерения остаточного тепловыделения отработавших сборок. Калибровка измерительной установки с использованием пакета-имитатора позволила уточнить расчетную величину тепловых потерь через боковую поверхность спецпенала установки и существенно снизить погрешность измерений.

## КОНСТРУКЦИЯ УСТАНОВКИ И МЕТОДИКА ИЗМЕРЕНИЙ

Установка для измерения остаточного тепловыделения, принципиальная схема которой приведена на рис. 1, представляет собой спецпенал с организованным подводом и отводом обессоленной воды, оснащенный кабельными термопарами для измерения температуры воды на входе и выходе из спецпенала и поверхностной термопарой для измерения температуры окружающей воды БВ. Спецпенал установлен в приемке бассейна выдержки (отм. -3.3) под слоем воды  $\sim 8$  м, а подводящие и отводящие резиновые трубы выведены на поверхность в помещение обслуживания бассейна (отм. 8.1).

© А.И. Карпенко, Е.Л. Розенбаум, В.П. Забегаев, 2005

Для подачи и измерения расхода воды, протекающей через спецпенал, используется мерный сосуд объемом  $\sim 8 \cdot 10^{-3} \text{ м}^3$ , размещенный на эстакаде высотой  $\sim 4 \text{ м}$  над поверхностью воды. Для контроля за уровнем воды в сосуде предусмотрено мерное стекло с выделенным контрольными метками участком объемом  $2 \cdot 10^{-3} \text{ м}^3$ . Калибровка мерного сосуда выполнена с использованием мерного химического цилиндра с ценой деления  $1 \cdot 10^{-5} \text{ м}^3$ . Установившийся расход воды через спецпенал определяется с помощью секундомера по времени прохождения уровня воды контрольного участка на мерном стекле (2 контрольные метки, 180 мм,  $V=2 \cdot 10^{-3} \text{ м}^3$ ).

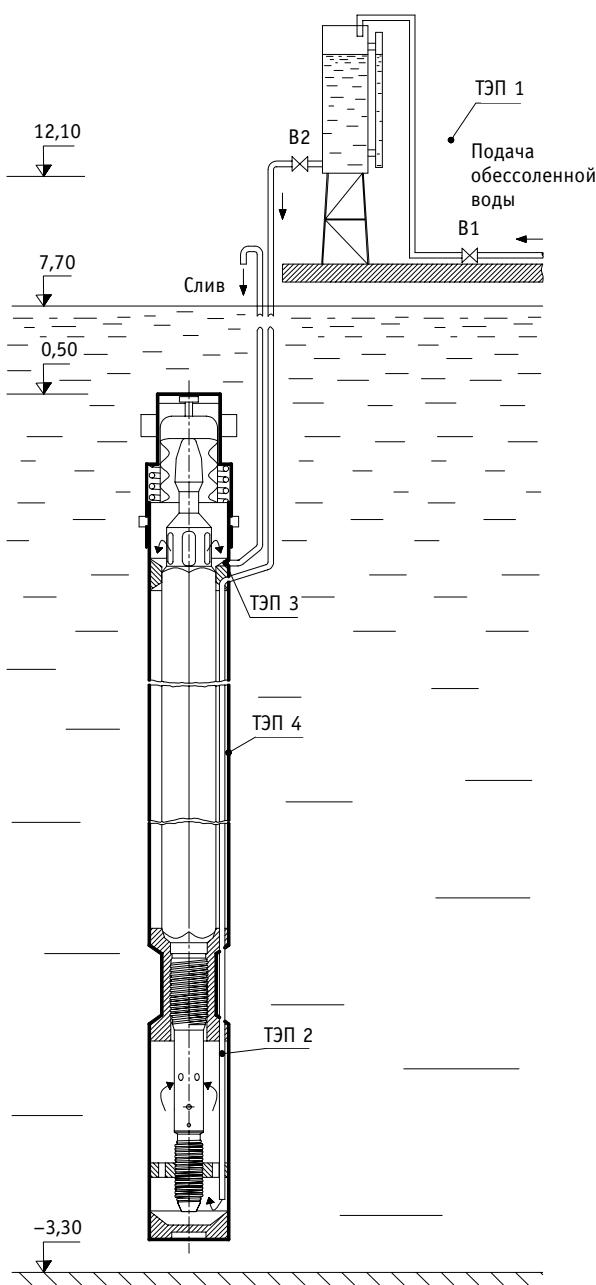


Рис. 1. Принципиальная схема установки: ТЭП 1 – кабельный термоэлектрический преобразователь для измерения температуры воздуха в помещении обслуживания БВ; ТЭП 2, ТЭП 3 – кабельные термоэлектрические преобразователи для измерения температуры воды на входе и выходе из спецпенала соответственно; ТЭП 4 – поверхностный термоэлектрический преобразователь для измерения температуры окружающей среды

В спецпенале установки предусмотрены дистанционирующие вставки, обеспечивающие организованный ток воды через отработавшую сборку, которая устанавливается в спецпенал и закрывается герметичной крышкой. Вода из мерного сосуда в спецпенал поступает самотеком с постоянным гидростатическим напором.

Конструкция спецпенала и использование специально разработанного вкладыша обеспечивают возможность установки в него любого типа отработавших сборок, включая и рабочие органы СУЗ.

Все перемещения отработавших сборок выполняются дистанционно под слоем воды ( $H > 5 \text{ м}$ ), что обеспечивает безопасность проведения работ. Грузозацепные приспособления и механизмы для перемещений отработавших сборок (захваты, гаки) конструктивно выполнены так, что не допускают подъем сборки выше допустимой глубины.

Остаточное тепловыделение отработавших сборок определяется как алгебраическая сумма мощности, отводимой водой ( $N_{\text{отв}}$ ), протекающей через спецпенал, и мощности тепловых потерь через стеки спецпенала в окружающую среду ( $N_{\text{пот}}$ ):

$$N_{\text{ост}} = N_{\text{отв}} + N_{\text{пот}}, \text{ Вт}, \quad (1)$$

Отводимая водой мощность определяется по разности измеренных температур воды на входе и выходе из спецпенала и расходу.

$$N_{\text{отв}} = G_m \cdot C_p \cdot (t_{\text{вых}} - t_{\text{вх}}), \text{ Вт}, \quad (2)$$

где  $G_m$  – массовый расход воды через спецпенал, кг/с;  $C_p$  – теплоемкость воды при соответствующих условиях измерений, Дж/кг·°С;  $t_{\text{вых}}$ ,  $t_{\text{вх}}$  – температура воды на выходе и на входе спецпенала соответственно, °С.

Измерение массового расхода воды сводится к измерению времени прохождения уровнем контрольных меток на мерном стекле и определяется как

$$G_m = V \cdot \rho / \tau, \text{ кг/с}, \quad (3)$$

где  $V$  – объем воды между контрольными метками на мерном стекле, м<sup>3</sup>;  $\rho$  – плотность воды при соответствующих условиях, кг/м<sup>3</sup>;  $\tau$  – время прохождения уровня между контрольными метками мерного сосуда, с.

Величины, необходимые для расчетов, определяются в соответствии со схемой измерений, представленной на рис. 2.

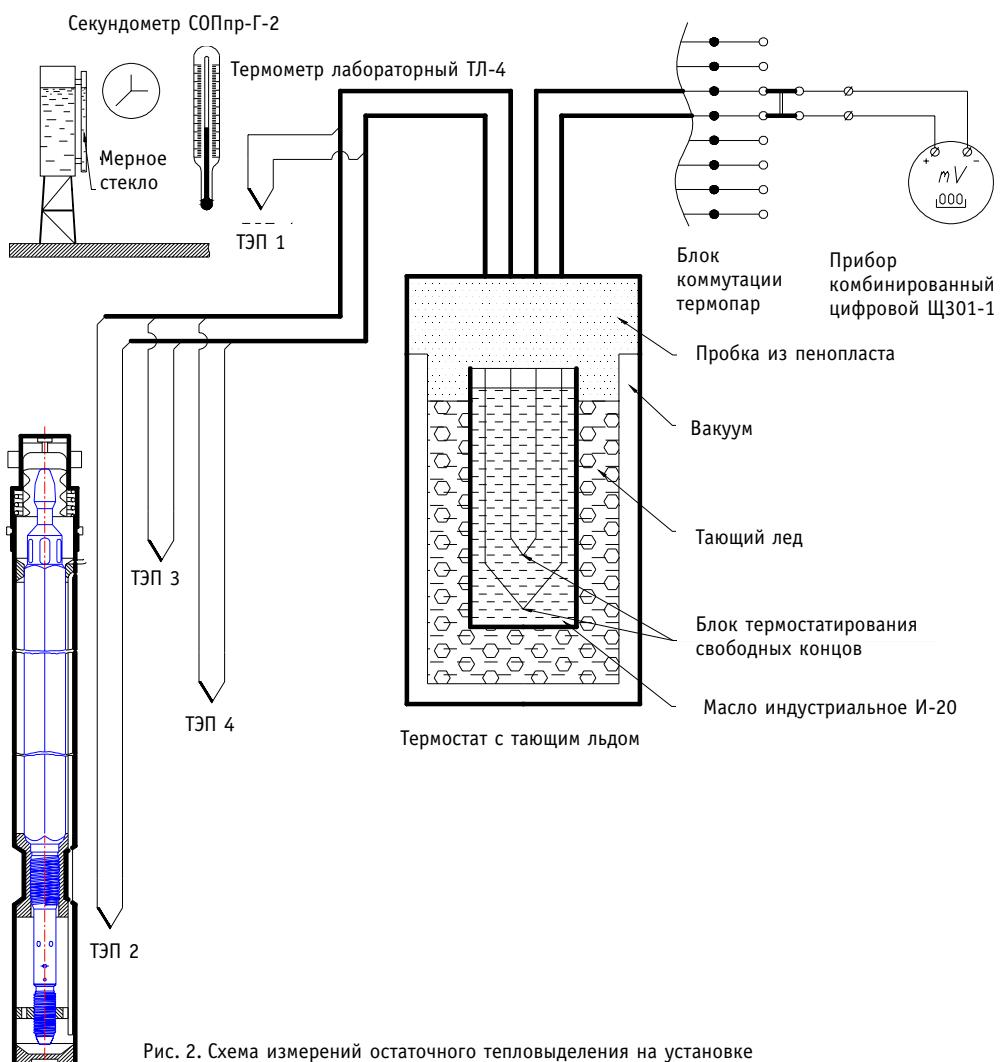


Рис. 2. Схема измерений остаточного тепловыделения на установке

Тепловые потери в окружающую среду определяются по эмпирической формуле, полученной при калибровке установки с использованием пакета-имитатора:

$$N_{\text{пот}} = 2,26 \cdot \Delta t^2 + 14,43 \cdot \Delta t - 144,4, \text{ Вт} \quad (4)$$

где  $\Delta t = t_{\text{вых}} - t_0$ , °C,  $t_{\text{вых}}$ ,  $t_0$  – температура воды на выходе из спецпенала и окружающей среды (температура наружной стенки пенала) соответственно.

### КАЛИБРОВКА УСТАНОВКИ

Для определения величины тепловых потерь через стенки спецпенала и получения эмпирической зависимости ее от граничных условий выполнена калибровка измерительной установки с использованием специально разработанного и изготовленного пакета-имитатора (с электронагревателем).

Пакет-имитатор (рис. 3) изготовлен с использованием фрагментов штатного пакета-имитатора (тип 74А), предназначенного для гидравлических испытаний на этапе пусконаладочных работ на реакторе БН-600.

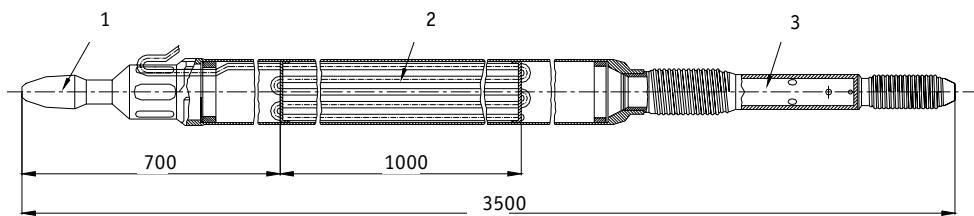


Рис. 3. Конструкция пакета-имитатора с электронагревателем: 1 – верхняя часть пакета-имитатора; 2 – электронагреватель КТМС ХК 0 5 мм; 3 – хвостовая часть ТВС

Геометрически пакет-имитатор практически полностью соответствует штатной сборке, за исключением количества тепловыделяющих элементов.

Электронагреватель пакета-имитатора выполнен из кабеля КТМС, уложенного петлями между дистанционирующими решетками. Герметизация соединений выводных концов нагревателя с гибким кабелем типа КГ 2×0,75 выполнена заливкой эпоксидной смолой. Электропитание нагревателя осуществляется от сети напряжением ~ 110 В. Схема подключения приведена на рис. 4.

Безопасность проведения работ обеспечивалась предварительным испытанием электрического сопротивления изоляции и наличием разделительного трансформатора в сети питания подводных светильников.

Для проведения калибровки пакет-имитатор с нагревателем устанавливается в спецпенал установки, как и отработавшая сборка, и закрывается крышкой.

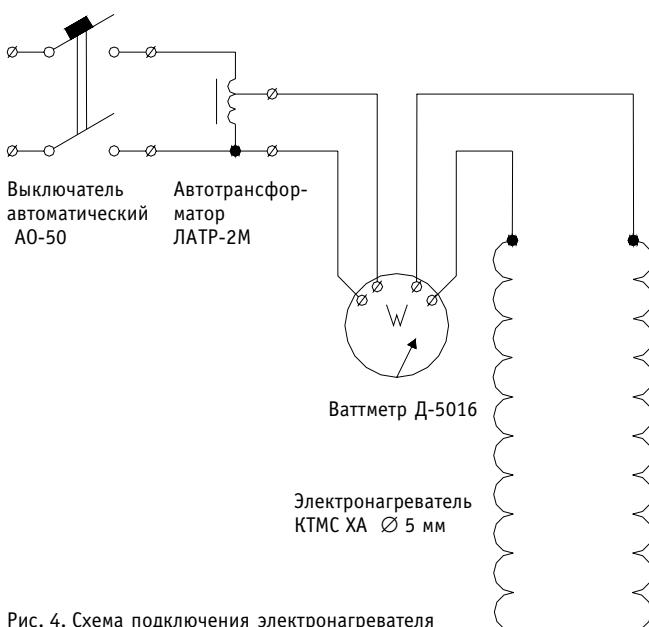


Рис. 4. Схема подключения электронагревателя

Нагрев электронагревателя, при подаче на него соответствующего напряжения через регулирующий автотрансформатор, имитирует остаточное тепловыделение отработавшей сборки.

Калибровка установки заключается в сравнении потребляемой электрической мощности нагревателя (в диапазоне от 100 до 800 Вт) и количества отводимого тепла, измеренного по приведенной выше методике. Мощность, подводимая к нагревателю, изменяется при помощи автотрансформатора ЛАТР-2М.

Тепловые потери через стенки спецпенала определяются из уравнения теплового баланса:

$$N_{\text{пот}} = N_{\text{эл}} - N_{\text{отв}}, \text{ Вт}, \quad (5)$$

где  $N_{\text{пот}}$  – мощность тепловых потерь через стенки спецпенала, Вт;  $N_{\text{эл}}$  – электрическая мощность, подводимая к нагревателю, определяется по показаниям ваттметра, Вт;  $N_{\text{отв}}$  – мощность, отводимая водой, проходящей через спецпенал, Вт.

Отводимая водой мощность определяется по формуле (2).

Электрическая мощность, подводимая к нагревателю, определяется непосредственно по показаниям ваттметра в цепи электропитания нагревателя.

Гидравлическое сопротивление подводящих и отводящих трубопроводов установки существенно превышает гидравлическое сопротивление на мерном участке, что обеспечивает постоянство расхода при установке в него как пакета-имитатора, так и различных отработавших сборок.

В результате проведенной калибровки стенда была получена эмпирическая зависимость тепловых потерь через стенки стенда при различных условиях теплообмена, определяемых разницей температуры воды на выходе из спецпенала и температурой окружающей среды (рис. 5), которая наиболее полно описывается полиномом 2 порядка (4).

## РЕЗУЛЬТАТЫ ИЗМЕРЕНИЙ ОСТАТОЧНОГО ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ

За период с 1997 по 2004 гг. проведены измерения остаточного тепловыделения 38 отработавших сборок следующих типов: штатных ТВС активной зоны различного обогащения, экспериментальных ТВС с МОХ-топливом, ТВС зоны воспроизведения, опытного компенсирующего стержня с кобальтом (ОКС), рабочих органов компенсирующих и регулирующих стержней (РО КС и РС), экспериментальных облучательных устройств (ЭОУ). Данные, полученные в результате измерений остаточного тепловыделения отработавших сборок различного назначения и с различной выдержкой после извлечения из реактора, сведены в табл. 1.

В результате работ по исследованию остаточного тепловыделения отработавших сборок реактора БН-600

- была создана уникальная установка для измерения остаточного тепловыделе-

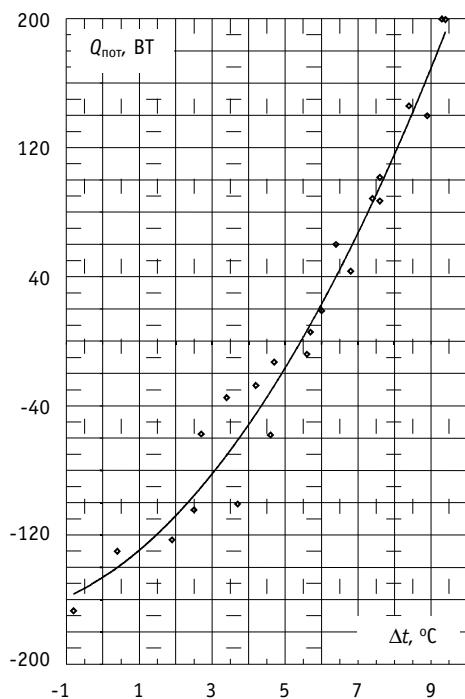


Рис. 5. Зависимость тепловых потерь от разности температур воды на выходе из спецпенала и окружающей среды

Таблица 1

**Результаты измерений остаточного тепловыделения**

Сборка №	Дата измерения	ТЭП №2 ( $t_{вх}$ ), °C	ТЭП №3 ( $t_{вых}$ ), °C	ТЭП №4 ( $t_{вв}$ ), °C	$G \cdot 10^2$ , кг/с	$N_{отв}$ , Вт	$N_{пот}$ , Вт	$N_{ост}$ , Вт	Сред. $N_{ост}$ , Вт	$N_{расч}$ , Вт	D, %
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
<i>Штатные сборки активной зоны</i>											
2026 2818 94 (apx. №7366)	20.05.99	21,9 22,1	27,2 27,2	25,0 25,0	1,35 1,38	298 299	-102 -101	196 198	197	224	-12,2
2026 2888 94 (apx. №7375)	20.05.99	22,5 22,4	27,4 27,8	25,0 25,0	1,37 1,34	284 306	-97 -85	187 221	204	215	-5,2
2026 2899 94 (apx. №7386)	20.05.99	22,0 22,1	29,8 29,9	25,0 25,0	1,35 1,35	442 443	-22 -20	419 423	421	447	-5,8
2026 2896 94 (apx. №7383)	22.05.99	23,1 23,0	30,2 29,9	25,0 25,0	1,27 1,26	376 361	-8 -20	368 341	355	429	-17,4
2026 2962 95 (apx. №7564)	10.06.99	23,8 23,8	31,8 32,0	25,0 25,0	1,24 1,22	416 419	58 65	474 484	479	527	-9,1
2026 3050 95 (apx. №7590)	10.06.99	23,3 23,5	32,4 32,6	25,0 25,0	1,20 1,20	456 456	86 96	543 552	547	523	4,7
2026 3057 95 (apx. №7597)	10.06.99	23,9 23,9	31,9 31,8	25,0 25,0	1,20 1,22	399 402	60 58	460 461	460	499	-7,8
	13.10.00	22,2 22,3	33,2 33,3	27,9 27,9	1,15 1,15	529 529	-4 -1	525 529	527	515	2,3
2026 3204 96 (apx. №7809)	24.10.01	18,2 18,3	21,2 21,3	17,7 17,7	1,21 1,21	151 151	79 80	230 230	230	212	8,6
	14.11.02	18,6 18,6	22,3 22,5	19,7 19,8	1,24 1,24	196 203	-92 -90	104 113	109	129	-15,7
	13.10.00	22,5 22,5	33,5 33,2	27,9 27,9	1,15 1,15	529 515	7 -4	537 510	524	518	1,1
2026 3246 96 (apx. №7946)	24.10.01	18,1 18,1	21,5 21,6	17,7 17,6	1,12 1,12	158 166	87 93	245 259	252	212	18,7
	14.11.02	18,7 18,6	22,7 22,6	20,0 20,0	1,33 1,33	220 227	-89 -92	131 135	133	130	2,2
2026 3871 99 (apx. №8868)	15.11.02	19,1 19,1	32,8 32,7	22,1 22,1	1,22 1,23	703 699	273 262	976 961	969	925	4,7
1921 3657 99 (apx. №8960)	17.11.02	21,9 21,6	36,5 36,4	26,6 26,6	1,28 1,28	780 790	221 213	1 002 1 003	1 002	907	10,5
1921 3841 99 (apx. №8709)	17.11.02	21,5 21,5	36,9 36,8	26,7 26,7	1,27 1,27	816 811	237 231	1 054 1 041	1 047	906	15,6
1817 3712 98 (apx. №8573)	24.10.01	18,0 18,0	25,6 26,1	17,8 17,8	1,10 1,09	348 371	249 275	597 646	622	628	-1,0
1817 3643 98 (apx. №8568)	24.10.01	18,1 18,1	24,8 24,9	17,9 17,9	1,10 1,10	310 313	209 212	519 525	522	631	-17,3
1817 3487 97 (apx. №8171)	24.10.01	18,1 18,0	25,5 25,7	17,9 17,9	1,10 1,10	343 354	242 253	585 607	596	630	-5,4
1817 3959 99 (apx. №8944)	17.11.02	21,8 21,9	37,3 37,3	27,1 27,1	1,28 1,28	829 822	238 237	1 068 1 060	1 064	910	16,9
1817 3861 99 (apx. №8923)	17.11.02	22,4 22,5	35,1 35,2	27,1 27,1	1,28 1,28	678 677	118 120	796 797	796	899	-11,4

## ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

---

Продолжение табл. 1

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
<i>Сборки со смешанным топливом</i>												
БН-31 Ц95 (арх. №7304)	12.10.00	21,9 22,0	34,3 34,2	26,8 26,8	1,15 1,15	597 587	91 86	688 673	680	535	27,2*	
	24.10.01	18,1 18,1	22,6 22,6	17,8 17,8	1,10 1,09	208 209	124 124	331 333	332	221	50,3*	
БН-32 Ц95 (арх. №7305)	12.10.00	22,0 22,0	34,1 34,2	26,7 26,7	1,15 1,15	582 587	86 91	668 678	673	537	25,4*	
	24.10.01	18,1 18,1	22,9 22,9	17,7 17,7	1,09 1,10	221 222	135 135	357 357	357	222	60,8*	
505.020- 01.03.99 (арх. №8992)	15.11.02	21,4 21,4	37,0 36,9	25,7 25,9	1,23 1,23	803 797	307 287	1 110 1 085	1 097	1 190	-7,8	
505.020- 01.01.99 (арх. №8990)	15.11.02	21,0 21,1	36,8 36,6	26,2 26,2	1,28 1,28	849 835	266 253	1 115 1 088	1 102	1 100	0,1	
505.020- 01.02.99 (арх. №8991)	17.11.02	22,8 22,7	37,8 38,2	27,1 27,1	1,28 1,28	806 829	269 297	1 075 1 126	1 100	1 130	-2,6	
<i>Штампные сборки зоны воспроизводства</i>												
05 2635 94 (арх. №7202)	24.10.01	18,0 18,1	20,1 20,1	17,1 17,2	1,09 1,09	94 94	62 60	156 153	155	180	-13,9	
07 2586 94 (арх. №7142)	24.10.01	18,0 17,9	20,2 20,2	17,3 17,3	1,10 1,10	102 105	61 62	163 167	165	179	-7,9	
05 2614 94 (арх. №7198)	24.10.01	17,9 18,0	20,0 20,0	17,4 17,5	1,11 1,11	98 96	53 52	151 148	150	182	-17,7	
<i>Опытный компенсирующий стержень</i>												
KC №2645 B01 (арх №6949)	17.10.97	24,0 24,0	36,0 36,0	22,3 22,3	1,17 1,17	588 588	477 477	1 065 1 065	1 065	974	9,3	
<i>Рабочий орган компенсирующих стержней</i>												
KП 18 (арх. 2438)	19.11.03	21,3 21,4 21,3	22,3 22,4 22,3	21,0 21,1 21,0	1,23 1,23 1,23	52 50 53	23 22 23	75 72 76	74	68	9,5	
<i>Рабочие органы регулирующих стержней</i>												
Г49;A12 (арх. 8036)	25.01.04	25,9 25,7	33,8 33,3	28,2 27,9	1,14 1,16	376 372	10 -1	386 371	378	-	-	
Г49;A13 (арх. 8037)	25.01.04	25,8 25,8	33,6 33,6	28,2 28,2	1,17 1,17	380 383	0 1	379 384	382	-	-	
Г51;A18 (арх. 9378)	25.01.04	25,7 25,6	34,8 34,7	28,2 28,1	1,17 1,17	442 445	47 50	490 495	492	-	-	
Г52;A19 (арх. 9379)	25.01.04	26,1 26,2	34,3 34,8	28,3 28,3	1,17 1,17	405 421	23 43	428 464	446	-	-	
Г48;A10 (арх. 7727)	25.01.04	27,5 27,3	34,6 34,3	28,5 28,4	1,15 1,15	346 338	31 23	376 361	369	-	-	
Г49;A14 (арх. 7728)	25.01.04	26,8 26,7	33,8 33,8	28,1 28,0	1,17 1,17	339 345	9 14	348 359	353	-	-	

Продолжение табл. 1

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
Г49;А14 (арх. 8038)	25.01.04	26,7 26,9	34,5 34,5	28,4 28,4	1,14 1,16	370 370	26 31	396 401	399	-	-
T-01 (арх. 2708)	17.03.04	23,8 24,3	25,9 26,2	24,9 25,0	1,34 1,34	120 108	18 21	138 129	134	-	-
<b>Экспериментальные облучательные устройства</b>											
49.005.02.00 (арх. 9568)	17.02.04	24,5 24,7	44,1 43,3	28,3 28,2	1,22 1,23	1 002 958	788 733	1 790 1 691	1 740	1 820	-4,4
49.005.03.00 (арх. 9569)	17.02.04	24,5 24,8	43,0 43,2	28,2 28,4	1,22 1,22	949 942	706 708	1 655 1 650	1 653	1 770	-6,6
49.005.01.00 (арх. 9567)	17.02.04	25,2 25,5	44,7 44,9	29,1 29,2	1,22 1,22	996 990	779 784	1 775 1 774	1 775	1 920	-7,6

\*Для новых топливных композиций существующие методики расчета остаточного тепловыделения при значительных сроках выдержки сборок после извлечения из реактора дают существенные отклонения от измеренных значений.

ния; важным преимуществом является то, что установка выполнена с использованием штатного оборудования, операции по перестановке отработавших сборок выполняются с помощью штатных средств и технологий, тем самым обеспечивается проектная безопасность проведения работ;

- впервые проведены прямые измерения остаточного тепловыделения значительного количества отработавших сборок, самых различных типов;
- разработана методика измерений остаточного тепловыделения, которая включает и калибровку установки; относительная погрешность измерений, в пределах граничных условий калибровки, не превышает 4,0%; методика оформлена стандартом предприятия;
- установка включена в состав действующего оборудования энергоблока № 3 и может быть использована для верификации программ по расчету остаточного тепловыделения отработавших сборок.

Поступила в редакцию 14.02.2005

# ПОВЫШЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ И ЭКОНОМИЧНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В РЕАКТОРЕ БН-600 БЕЛОЯРСКОЙ АЭС

**Г.Б. Бабенко, А.В. Гаврилов, В.А. Желтышев, В.В. Мальцев,  
В.Ф. Росляков**  
*Белоярская АЭС, г. Заречный*



Повышение технико-экономических показателей реактора БН-600, в первую очередь, непосредственно связано с повышением эффективности и экономичности использования ядерного топлива. Начиная с физпуска в 1980 г., по 2003 г. были проведены две модернизации (активные зоны 01М, 01М1). Переход на активную зону 01М2 с четырехкратной схемой перегрузок ТВС и ресурсом ТВС в 560 эфф.сут начался с 2004 г. В статье приведены основные нейтронно-физические характеристики активных зон реактора БН-600.

## МОДЕРНИЗАЦИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

В течение 25-летнего периода промышленной эксплуатации реактора БН-600 Белоярской АЭС постоянно ведутся работы по повышению технико-экономических показателей реакторной установки.

С 1980 по 1986 гг. реактор БН-600 работал с активной зоной первого типа загрузки (01) при максимальном выгорании топлива 5,1% т.а. в ТВС зоны малого обогащения (3МО) и 7,2% т.а. в ТВС зоны большого обогащения (3БО). Высота активной части ТВС составляла 750 мм. Длительность микрокампаний составляла 100 эфф.сут, ресурс ТВС 3МО составлял 200 эфф.сут, ТВС 3БО – 300 эфф.сут. В качестве конструкционных материалов ТВС для активной зоны 01 использовалась аустенитная сталь 08Х16Н11М3 для чехла ТВС и ЭИ-847 для оболочки твэлов. Опыт эксплуатации активной зоны 01 показал, что основной причиной разгерметизации твэл является повышенная линейная нагрузка на твэл. Поэтому после получения первоначальных экспериментальных результатов по работоспособности чехловых и оболоченных сталей в реакторе БН-600 было принято решение о разработке проекта активной зоны 01М с уменьшенной линейной нагрузкой на твэл.

В течение 1986–1987 гг. была осуществлена первая модернизация активной зоны (01М) с введением еще одной зоны обогащения – зоны среднего обогащения (3СО) – за счет уменьшения количества ТВС в 3МО и в 3БО. Высота активной части ТВС составила 1000 мм. Максимальное выгорание топлива в ТВС 3МО составило 6,5% т.а., в ТВС 3СО – 6,9% т.а. и в ТВС 3БО – 8,3% т.а. Длительность микрокампаний составила 165 эфф.сут, а ресурс основной части ТВС активной зоны – 330 эфф.сут, периферий-

© Г.Б. Бабенко, А.В. Гаврилов, В.А. Желтышев, В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков, 2005

ных ТВС ЗБО – 495 эфф.сут. В качестве конструкционных материалов ТВС активной зоны 01М были использованы более радиационно-стойкие (по сравнению с конструкционными материалами ТВС активной зоны 01) стали 08Х16Н11М3Т х.д. для чехла ТВС и ЭИ-847 х.д. – для оболочки твэлов. В течение 1988–1990 гг. реактор БН-600 работал с этой активной зоной. За этот период в течение 23 и 24 микрокампаний были проведены испытания ТВС активной зоны на повышенный ресурс. Одновременно в процессе работы активной зоной 01М был начат переход на новые, более радиационно стойкие конструкционные материалы ЭП-450 для чехла ТВС, ЧС-68 х.д. – для оболочки твэлов. Результаты исследований ТВС с этими материалами позволили обосновать повышение максимального выгорания топлива до 10% т.а., а опыт эксплуатации активной зоны 01М – обосновать возможность следующей модернизации.

В течение 1991–1993 гг. был осуществлен перевод активной зоны на использование активной зоны второй модернизации (01М1). Для достижения выгорания топлива в активной зоне 01М1 до 10% т.а. загрузка топлива в ТВС была увеличена на 4% за счет увеличения высоты активной части с 1000 до 1030 мм и эффективной плотности топлива в твэлах с 8,5 до 8,6 г/см<sup>3</sup>. Максимальное выгорание топлива для активной зоны 01М1 в ТВС ЗМО составило 9,0% т.а., в ТВС ЗСО – 9,5% т.а. и в ТВС ЗБО – 10,0% т.а. Длительность микрокампании составила 160 эфф.сут, а ресурс всех ТВС активной зоны – 480 эфф.сут. В качестве конструкционных материалов ТВС активной зоны 01М1 использовались стали ЭП-450 х.д. для чехла ТВС и ЧС-68 х.д. – для оболочки твэлов. Опыт эксплуатации активной зоны 01М1 в течение 1993–2004 гг. продемонстрировал надежную работу ТВС. За этот период с целью дальнейшего повышения эффективности и экономичности использования ядерного топлива были проведены реакторные испытания ТВС активной зоны 01М1 на повышенный ресурс. В течение 32, 36 и 42 микрокампаний за счет увеличения их длительности наработка эфф.сут для части ТВС активной зоны поэтапно была доведена до 560 эфф.сут. Послереакторные исследования этих ТВС подтвердили возможность установления ресурса в 560 эфф.сут для всех ТВС активной зоны 01М1.

Поскольку в настоящее время на Белоярской АЭС в эксплуатации находится только один энергоблок, то для надежного прохождения осенне-зимнего максимума несения нагрузки для реактора БН-600 требуется проведение перегрузки ядерного топлива весной и осенью. Это условие выполнимо при сокращении одной микрокампании со 160 до 120 эфф.сут. При этом будет происходить недовыгорание топлива. Эту проблему можно решить, если перегрузка будет 4-кратной. Соответственно максимальное выгорание топлива достигнет 11,1% т.а., кампания основной части ТВС активной зоны – 560 эфф.сут, периферийных ТВС ЗБО – 730 эфф.сут. Проведенные реакторные испытания ТВС с продленным ресурсом показали реальную возможность разработки и создания активной зоны с выгоранием 11,1% т.а. (01М2). В настоящее время, начиная с 47 микрокампании, осуществляется перевод реактора БН-600 на активную зону 01М2. Максимальное проектное выгорание топлива для активной зоны 01М2 в ТВС ЗМО составит 9,9% т.а., в ТВС ЗСО – 10,5% т.а. и в ТВС ЗБО – 11,1% т.а. Длительность зимней микрокампании составит 160 эфф.сут, летней микрокампании – 120 эфф.сут, ресурс основной части ТВС активной зоны – 560 эфф.сут, периферийных ТВС ЗБО – 730 эфф.сут. В качестве конструкционных материалов ТВС активной зоны 01М2 будут использоваться стали, что и для ТВС активной зоны 01М1.

## ИТОГИ МОДЕРНИЗАЦИЙ

Свое 25-летие реактор БН-600 встречает в процессе проведения 3-й модернизации активной зоны. После окончания каждой модернизации проводились исследования нейтронно-физических характеристик активных зон для подтверждения основ-

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

---

Таблица 1

### **Основные характеристики активных зон реактора БН-600**

Характеристика	01	01M	01M1	01M2
1. ТВС ак.з., шт				
ЗМО	215	136	136	136
ЗСО	–	94	94	94
ЗБО	146	139	139	139
КР*	8	–	–	–
2. Об. уран, кг (% об.)				
ЗМО	20,0 (21)	27,6 (17)	28,9 (17)	28,9 (17)
ЗСО	–	27,6 (21)	28,9 (21)	28,9 (21)
ЗБО	20,0 (33)	27,6 (26)	28,9 (26)	28,9 (26)
3. Высота ак.з., мм	750	1000	1030	1030
4. Выг.,% т.а.				
ЗМО	5,1	6,5	9,0	9,9
ЗСО	–	6,9	9,5	10,5
ЗБО	7,2	8,3	10,0	11,1
5. Повр. доза., сна				
ЗМО	49,1	53,3	75,0	82,0
ЗСО	–	51,0	72,0	79,0
ЗБО	42,5	54,0	69,0	75,0
6. Кам. ТВС, э.с.				
ЗМО	200	330	480	560
ЗСО	–	330	480	560
ЗБО/ЗБО периферия	300	330/495	480	560/730
7. Конструкционные материалы оболочка твэла чехол ТВС	ЭИ847 08Х16Н11М3	ЭИ847хд 08Х16Н11 М3хд	ЧС68хд ЭП450	ЧС68хд ЭП450
8. Высота торцевых экранов, мм верхнего нижнего	400 400	300 380	300 350	300 350
9. Высота газовой полости, мм	800	660	660	660
10. Макс. мощность ТВС, мВт				
ЗМО	4,5	4,3	4,33	4,31
ЗСО	–	4,4	4,54	4,58
ЗБО	4,7	4,5	4,61	4,63
11. Макс. линейная нагрузка, кВт/м				
ЗМО	53	41,6	42,4	41,2
ЗСО	–	43,7	44,3	45,1
ЗБО	54	47,2	47,1	47,5
12. Эфф. плотность топлива, г/см <sup>3</sup>	8,2	8,5	8,6	8,6

КР – компенсаторы реактивности из обедненной двуокиси урана

ных проектных показателей. Исследования подтвердили правильность принятых при разработке активных зон проектных решений и хорошее соответствие расчетных параметров измеренным.

Поэтапное улучшение нейтронно-физических характеристик активной зоны, применение новых конструкционных материалов для изготовления ТВС и твэлов приве-

ли к увеличению в 2005 г. по сравнению с 1980 г. максимального выгорания топлива более чем в 1,5 раза, ресурса ТВС – более чем в 2,5 раза.

### **ПЕРСПЕКТИВЫ**

Дальнейшее повышение эффективности и экономичности использования ядерного топлива в реакторе БН-600 связано с разработкой новых перспективных активных зон и доведением максимальной глубины выгорания топлива в ТВС до 15% т.а. Для осуществления этой задачи потребуется решить ряд научно-технических проблем, основной из которых является разработка новых конструкционных материалов для оболочек твэл. Успешная эксплуатация реактора БН-600 в течение 25 лет и проведенные модернизации активной зоны позволяют надеяться, что в содружестве с другими предприятиями отрасли эта задача будет также успешно решена.

В табл. 1 приведены основные характеристики активных зон, которые прошли испытания в реакторе БН-600.

Поступила в редакцию 14.02.2005

# ОБЛУЧЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТВС С УРАН-ПЛУТОНИЕВЫМ ТОПЛИВОМ В РЕАКТОРЕ БН-600

**М.В. Баканов\*, Г.В. Бабенко\*, В.В. Мальцев\*, В.Ф. Росляков\*,**

**Б.А. Васильев\*\*, О.В. Мишин\*\*, Т.А. Климашина\*\*,**

**М.Р. Фаракшин\*\***

\* *Белоярская АЭС, г. Заречный*

\*\* *ФГУП ОКБМ им.И.А. Африканова, г. Н. Новгород*



В статье приведены конструктивные особенности экспериментальных ТВС (ЭТВС) со смешанным оксидным уран-плутониевым топливом, особенности их размещения в активной зоне реактора БН-600, условия и основные результаты облучения ЭТВС со смешанным оксидным уран-плутониевым топливом в реакторе БН-600.

## ВВЕДЕНИЕ

С целью экспериментального подтверждения работоспособности и отработки технологии смешанного оксидного уран-плутониевого топлива в реакторе БН-600 проводятся испытания экспериментальных ТВС с оксидным топливом на основе низкофонового плутония. Данные испытания необходимы как для обоснования работоспособности гибридной активной зоны реактора БН-600, предназначенной для утилизации оружейного плутония, так и для обоснования загрузки смешанного уран-плутониевого топлива строящегося реактора БН-800.

В настоящее время осуществлено облучение 39 ТВС с таблеточным смешанным уран-плутониевым топливом (СТТ) и 12 ТВС с виброуплотненным смешанным уран-плутониевым топливом (СВУТ). Ниже приведены основные результаты облучения экспериментальных ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом в условиях урановой активной зоны реактора БН-600.

## КОНСТРУКЦИЯ ЭТВС

Первые экспериментальные ТВС были разработаны в середине 80-х годов в соответствии с имевшимися к тому времени проектами активных зон реакторов БН-600 и БН-800 со смешанным уран-плутониевым топливом. В этих проектах была принята унифицированная конструкция ТВС на основе твэл с наружным диаметром оболочки 6,6 мм и толщиной стенки 0,4 мм и шестигранного чехла размером «под ключ» 94,5 мм с толщиной стенки 2,5 мм, предназначенная для дистанционной сборки. Основные габаритные и установочные размеры ЭТВС полностью соответствовали штатным ТВС с урановым топливом, конструктивным отличием являлось наличие внутреннего переходника с пластинами для дистанционной сборки пучка твэл и штока для втягивания пучка твэл в чехол. Высота активной части составляла 950 мм, верхняя и ниж-

---

© *М.В. Баканов, Г.В. Бабенко, В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков, Б.А. Васильев, О.В. Мишин, Т.А. Климашина, М.Р. Фаракшин, 2005*

няя торцевые зоны воспроизводства были одинаковой высоты – по 350 мм каждая. Максимальная тепловая нагрузка на твэл в проектах активных зон достигала 49 кВт/м, максимальная температура оболочек твэл 705°C, максимальное выгорание топлива 10% т.а. В качестве технологии изготовления были приняты технологии получения топлива как в виде таблеток из смешанной двуокиси [1], так и технология изготовления твэл на основе виброуплотнения гранулята смешанного топлива совместно с порошком металлического урана, выполняющего роль геттера [2].

Для экспериментальных ТВС, установленных в реактор с середины 90-х годов, ресурс был увеличен до 560 эф.сут по сравнению с 460 эф.сут для первых ЭТВС. Для обоснования «гибридной» активной зоны реактора БН-600 была использована ЭТВС СТТ-3, конструкция которой полностью соответствовала конструкции штатных урановых ТВС: размер чехла «под ключ» 96 мм при использовании твэл диаметром 6,9 мм. Аналогичная конструкция разработана для ЭТВС СВУТ-3. Во всех ЭТВС используется смешанное уран-плутониевое топливо на основе низкофонового плутония.

Характеристики ЭТВС со смешанным уран-плутониевым топливом, испытанных в реакторе БН-600, приведены в табл. 1.

Таблица 1

**Основные проектные характеристики ЭТВС со смешанным топливом**

Параметр	СТТ-1	СТТ-2	СТТ-3	СВУТ-1	СВУТ-2
Вид топлива	Таблет.	Таблет.	Таблет.	Виброупл.	Виброупл.
Размеры чехла, мм	94,5 × 2,5	94,5 × 2,5	96 × 2	94,5 × 2,5	94,5 × 2,5
Размеры оболочки твэл, мм	6,6 × 0,4	6,6 × 0,4	6,9 × 0,4	6,6 × 0,4	6,6 × 0,4
Материал чехла	ЭП-450Ш	ЭП-450Ш	ЭП-450Ш	08Х16Н11М3Tx.д., 05Х12Н2М	05Х12Н2М; ЭП-450Ш
Материал оболочки твэл	ЧС-68 х.д., ЭП-172 х.д.	ЧС-68 х.д.,	ЧС-68 х.д.,	ЭП-172 х.д., ЧС-68 х.д.,	ЧС-68 х.д.,
Загрузка смешанной двуокиси, кг	27,4	27,4	33,3	25,8	31,1
Содержание плутония в активной части ТВС	23÷25	25	21	22÷25	24,7
Ресурс ЭТВС, эф.сут	460	560	560	460	560

**РАЗМЕЩЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТВС**

Содержание плутония в топливе и место размещения ЭТВС должны обеспечивать требуемые тепловые нагрузки на твэл. Поскольку сечение деления плутония-239 в спектре активной зоны реактора БН-600 близко к сечению деления урана-235, загрузка плутония на единицу длины твэл должна быть примерно такой же, как загрузка урана-235 в штатных твэл, а с учетом необходимости достижения более высоких тепловых нагрузок – несколько выше. В связи с большим числом нейтронов, образующихся при одном акте деления плутония-239, ЭТВС имеет более высокую эффективность размножения нейтронов, чем штатные ТВС с урановым топливом. Соответствующий избыток образующихся нейтронов вносит возмущение в распределение плотности нейтронного потока по активной зоне. Этот эффект может усиливаться вследствие интерференции при дополнительной установке ЭТВС со смешанным топливом.

Исследование этого вопроса [3] показало, что ЭТВС со смешанным уран-плутониевым топливом нельзя располагать ближе друг к другу, чем через две ячейки с урановым топливом. При выполнении этого условия и размещении ЭТВС на определенном радиусе увеличение удельного энерговыделения в соседних ТВС с урановым топливом ограничивается на приемлемом уровне (~2%) без превышения проектной линейной нагрузки на твэл.

Кроме того, при установке в реактор ЭТВС со смешанным уран-плутониевым топливом с уровнем тепловыделения, близким к уровню в ТВС с урановым топливом, происходит увеличение реактивности, обусловленное более эффективным размножением нейтронов в смешанном уран-плутониевом топливе по сравнению с урановым.

Замена штатной ТВС зоны малого обогащения на ЭТВС со смешанным уран-плутониевым топливом приводит к увеличению запаса реактивности до  $0,1\%\Delta k/k$ , ТВС зоны среднего обогащения на ЭТВС  $\sim 0,05\% \Delta k/k$  и ТВС зоны большого обогащения на ЭТВС  $\sim 0,02\% \Delta k/k$ . В связи с этим возникает ограничение на количество ЭТВС, исходя из требований ядерной безопасности по компенсации запаса реактивности реактора. Количество ЭТВС должно быть ограничено 18 сборками, причем в зоне малого и среднего обогащения не должно располагаться больше, чем по 6 ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом.

### ОБЛУЧЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТВС

За период с 1988 по 2004 гг. в реакторе БН-600 осуществлено облучение 39 ЭТВС с таблеточным топливом и 12 ТВС с виброуплотненным топливом.

Первые экспериментальные ТВС СВУТ были установлены в активную зону в 20 перегрузку реактора в июле 1988 г. Одна из этих ТВС отработала две микрокампании (МКК), а вторая – 3 МКК. Вторая партия ЭТВС, состоящая из 4 ЭТВС СВУТ и 4 ЭТВС СТП, была загружена в 24 перегрузку реактора. Данные ТВС, а также все последующие, облучались в течение трех микрокампаний. В 26 перегрузку в активную зону была установлена третья партия ЭТВС СТП и в течение 27 МКК в активной зоне одновременно находились 12 ЭТВС со смешанным уран-плутониевым топливом (вторая и третья партии). С 30 по 39 МКК в активной зоне облучались только ЭТВС СТП: в 29 перегрузку были загружены 4 ЭТВС, в 32-ю перегрузку – 6 ЭТВС, в 35 перегрузку – 2 ЭТВС и в 38 – 8 ЭТВС. В 39 перегрузку в реактор были загружены 3 ЭТВС СВУТ и в 40 МКК реактор работал с 11 ЭТВС в активной зоне. В течение 41, 42 и 43 МКК в реакторе облучалось по 14 ЭТВС. В 44 МКК в реакторе облучалось 11 ЭТВС. В 45 МКК в активной зоне оставались только 3 ЭТВС СВУТ.

В 46 перегрузку в реактор были загружены 3 ЭТВС СВУТ.

В 48 перегрузку (апрель 2005) в реактор планируется загрузить 3 ЭТВС СВУТ.

Данные по количеству ЭТВС в активной зоне в различные микрокампании представлены в табл. 2.

Параметры эксплуатации ЭТВС находились на уровне параметров наиболее напряженных штатных ТВС с урановым топливом. Максимальное значение тепловой нагрузки на твэл при испытаниях ЭТВС составляло от 35 до 49 кВт/м. При облучении в активной зоне в течение ~ 560 эф.сут для таблеточного топлива достигнуто максимальное значение выгорания ~11,8% т.а. при повреждающей дозе 78 с.н.а., а для виброуплотненного топлива соответственно ~10,5% т.а. при 77 с.н.а. После выдержки ЭТВС во внутриреакторном хранилище (ВРХ) указанные значения составили: для таблеточного топлива – 11,8% т.а., 79 с.н.а.; для виброуплотненного топлива – 10,6% т.а., 78 с.н.а.

Условия и параметры облучения наиболее напряженных ЭТВС каждой партии приведены в табл. 3 (значения приведены по комплексу программ ГЕФЕСТ без учета наработки в ВРХ).

Таблица 2  
**Количество ЭТВС в активной зоне в различные микрокампании**

Тип ТВС	Номер МКК														
	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	
СТТ-1					4	4	8	4	4				6	6	
СВУТ-1	2	2	1		4	4	4								
СТТ-2										4	4				
Тип ТВС	Номер МКК														
	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48	49
СТТ-2	6	2	2	2			3	4	4	1					
СТТ-3					8	8	8	7	7	7					
СВУТ-2						3	3	3	3	3	3		3	3	6

Таблица 3  
**Параметры облучения наиболее напряженных ЭТВС каждой партии**

Тип ЭТВС	Коли-чество ЭТВС	Номер ячейки	Макс. линейная нагрузка, кВт/м	Наработка, эфф.сут	Максимальное выгорание, % т.а.	Повреж-дающая доза, с.н.а.	Номер МКК
СВУТ-1	1	13–20	43,1	345	6,7	50	21–22
СВУТ-1	1	23–17	42,7	510	9,6	75	21–23
СТТ-1	4	23–23	49,2	460	10,4	68	25–27
СВУТ-1	4	11–11	46,1	460	9,5	69	25–27
СТТ-1	4	14–09	48,7	424	9,4	60	27–29
СТТ-2	4	09–14	47,1	540	11,4	76	30–32
СТТ-2	6	10–13	48,1	449	9,5	62	33–35
СТТ-2	2	21–14	45,6	559	11,8	78	36–38
СТТ-3	8	08–15	39,2	479	8,3	63	39–41
СВУТ-2	3	13–21	42,3	559	10,5	77	40–42
СТТ-2	3	10–08	43,3	560	11,0	74	41–43
СТТ-2	1	25–25	42,9	560	11,0	75	42–44
СТТ-3	7	14–24	35,3	560	8,9	68	42–44
СВУТ-2	3	12–19	44,4	440	8,9	62	43–45

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Начиная с 1988 г., в реакторе БН-600 были испытаны 39 ЭТВС с таблеточным уран-плутониевым смешанным топливом и 12 ЭТВС с виброуплотненным смешанным уран-плутониевым топливом. В различные микрокампании в активной зоне испытывалось от 1 до 14 ЭТВС. По условиям ядерной безопасности допустимо испытание одновременно не более 18 ЭТВС, поскольку ЭТВС со смешанным уран-плутониевым топливом имеют повышенную эффективность размножения нейтронов и соответственно дают избыточный запас реактивности. ЭТВС размещались на расстояние не менее двух ячеек друг от друга и не более, чем по 6 ЭТВС в ЗМО и ЗСО.

С учетом результатов этих испытаний для реактора БН-600 может быть обоснована гибридная активная зона с совместным использованием уранового и смешанного уран-плутониевого топлива. реактора БН-600 и обоснована загрузка топлива реактора БН-800.

## **Литература**

1. Никифоров А.С., Захаркин В.С., Головнин И.С. и др. НИР и ОКР в области топливного цикла быстрых реакторов/Докл. на Междунар. конф. FR 91. Киото, 1991.
2. Цыканов В.А., Маершин А.А., Петухов А.А. и др. Анализ работоспособности твэлов реактора БОР-60 с виброуплотненным уран-плутониевым оксидным топливом//Атомная энергия. – 1989. – Т. 66. – Вып.5. – С. 299-302.
3. Васильев Б.А., Зиновьев А.И., Радионычева А.А. и др. Испытания экспериментальных ТВС со смешанным топливом в реакторе БН-600. Физика и теплофизика реактора БН-600/ Сб. научн. трудов. – Екатеринбург, 1994.

Поступила в редакцию 22.02.2005

## РАСЧЕТ ТЕМПЕРАТУРНОГО РЕЖИМА СБОРОК БН-600 В ГАЗОВОЙ СРЕДЕ

**В.В. Головин, А.И. Карпенко, А.М. Тучков**  
Белоярская АЭС, г. Заречный



В статье показана возможность расчетного моделирования температурных режимов разогрева элементов отработавших сборок реактора БН-600 при их транспортировке в газовой среде. Расчетное моделирование разогрева отработавших сборок в газовой среде с различными значениями мощности их остаточного тепловыделения позволяет обосновывать и оптимизировать безопасные режимы послереакторного обращения с этими сборками.

Мощность остаточного тепловыделения отработавших ТВС активной зоны реактора БН-600 при их выгрузке из реактора обычно не превышает 700 Вт. Однако эксплуатация высокофоновых ТВС с уран-плутониевым топливом приводит к тому, что увеличивается величина остаточного тепловыделения сборок во время выгрузки их из реактора, поэтому может возникнуть необходимость косвенного контроля целостности оболочек твэл по температуре при транспортировке отработавших сборок в газовой среде.

В активной зоне реактора БН-600 проводилось облучение двух типов сборок для попутной наработки радионуклида Со-60: экспериментальных облучательных устройств (ЭОУ) и опытных стержней компенсации реактивности (ОКС). Величина мощности остаточного тепловыделения выгружаемых из реактора ЭОУ составляет ~2–2,6 кВт, что в три раза больше, чем у ТВС, выгружаемых по штатной схеме. Это обусловлено тем, что выгрузка ЭОУ из реактора производится сразу после окончания облучения без их выдержки в ВРХ. ОКС имеет меньшее значение мощности остаточного тепловыделения по сравнению с ЭОУ, но величина удельного тепловыделения больше на 13%.

Проектная документация на облучательные сборки определяет набор предельных параметров эксплуатации, таких как максимальное время облучения, активность радионуклидов в конце облучения, максимальная повреждающая доза, максимальный флюенс нейтронов и другие. Реальные условия эксплуатации облучательных сборок могут быть отличными от проектных в силу ряда причин, поэтому необходимо учитывать эти отклонения с тем, чтобы обеспечить надежность и безопасность послереакторного обращения с этими сборками.

При выгрузке из реактора отработавшие ТВС, ЭОУ и ОКС (в дальнейшем – отработавшие сборки) перемещаются по транспортно-технологическому тракту (ТТ), где на некоторых этапах транспортировки могут длительное время (до 1 ч) находиться в газовой среде.

При нахождении отработавших сборок в газовой среде снижается интенсивность теплоотвода от этих сборок и, как следствие этого, возможен значительный

разогрев элементов транспортируемых сборок, что может привести к их разгерметизации. Расчетное моделирование температурных режимов отработавших сборок в газовой среде позволяет оптимизировать условия проведения транспортно-технологических операций с этими сборками.

Описание расчетной модели дается на примере ЭОУ.

По конструкции, габаритам и используемым деталям ЭОУ в максимальной степени унифицировано с ТВС боковой зоны воспроизводства реактора БН-600. Рабочая часть ЭОУ состоит из набора замедляющих, нарабатывающих и поглощающих элементов.

Принципиальная конструкция ЭОУ и его расчетная модель приведены на рис.1.

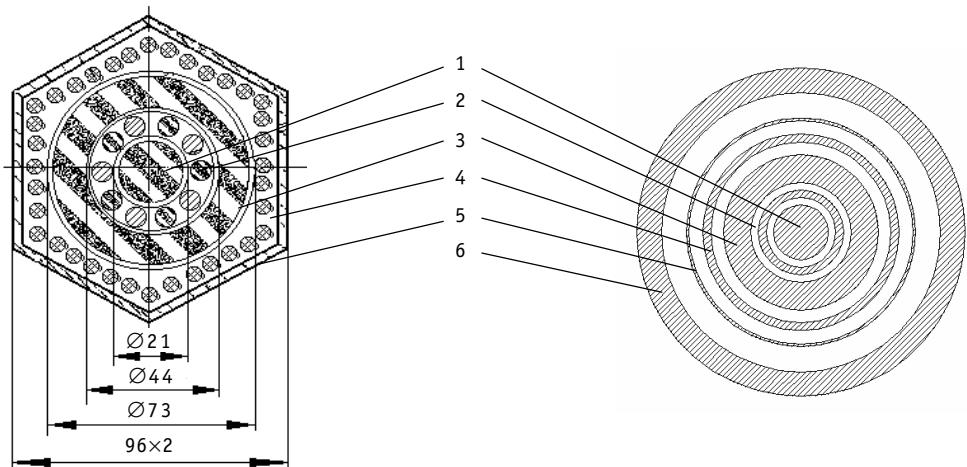


Рис.1. Принципиальная конструкция ЭОУ и расчетная модель ЭОУ: 1 – центральный замедляющий элемент (центральный ЗЭЛ); 2 – внутренние ЗЭЛы в количестве 5 шт. и нарабатывающие элементы (НЭЛы) в количестве 5 шт.; 3 – кольцевой ЗЭЛ двустороннего охлаждения; 4 – поглощающие элементы (ПЭЛы) 36 шт.; 5 – чехол; 6 – труба-рейка механизма передачи пакетов (МПП)

Толщины газовых зазоров между слоями расчетной модели ЭОУ определяются из толщин каждого слоя расчетной модели и средних радиусов этих слоев.

Тепловыделение в каждом расчетном слое определяется как сумма тепловыделений каждого элемента этого слоя.

Расчетные модели ОКС и ТВС также имеют цилиндрическую структуру и переход к ним осуществляется по алгоритму, аналогичному для ЭОУ.

При разработке расчетных моделей разогрева отработавших сборок в газовой среде принимаются следующие допущения:

- рассчитывается температура только наружной поверхности оболочек всех элементов сборок;
- используются величины остаточного тепловыделения отработавших сборок и их элементов, полученные расчетным или экспериментальным путем;
- отработавшая сборка перемещается в передаточном боксе (ПБ) и обмывочном боксе (ОБ), находясь внутри трубы-рейки МПП;
- теплоотдача от наружной поверхности трубы-рейки МПП осуществляется за счет естественной конвекции окружающего газа в большом объеме и лучистого теплообмена с окружающей средой;
- теплообмен между чехлом отработавшей сборки и внутренней поверхностью трубы-рейки МПП происходит за счет лучистого теплообмена между поверхностями и теплопроводности газового зазора с учетом конвективной составляющей;

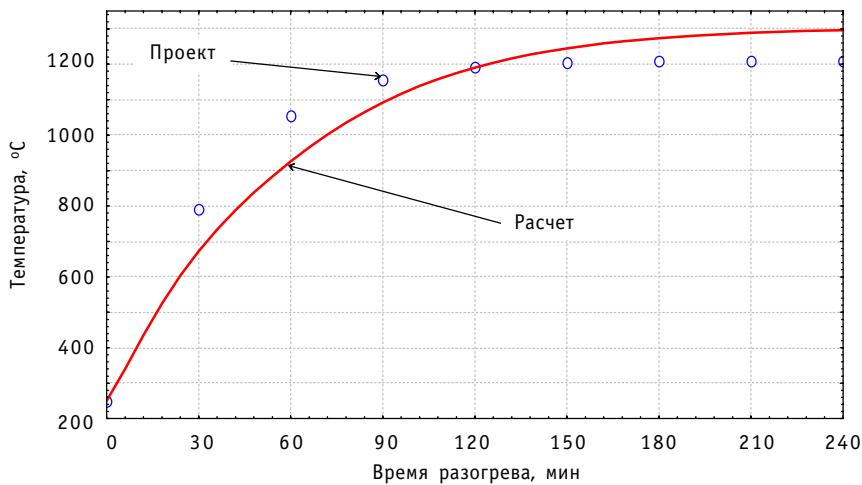


Рис. 2. Результаты расчета разогрева центрального ЗЭЛа ЭОУ в передаточном боксе

- теплообмен между элементами отработавшей сборки происходит за счет лучистого теплообмена между поверхностями и теплопроводности газового зазора с учетом конвективной составляющей;
- при нахождении отработавшей сборки в ГК трубы-рейка МПП отсутствует и теплоотдача от наружной поверхности чехла сборки осуществляется за счет естественной конвекции окружающего газа в большом объеме и лучистого теплообмена с окружающей средой;
- температура окружающей газовой среды 30°C;
- начальная температура трубы-рейки МПП в ПБ и ОБ 30°C;
- начальная температура элементов отработавших сборок при разогреве в ПБ 250°C (максимальная температура натрия в реакторе при перегрузке);
- начальная температура элементов отработавших сборок при разогреве в ОБ, после отмычки 150°C (температура пара в гнезде отмычки);
- начальная температура элементов отработавших сборок при разогреве в ГК 100°C (максимальная температура воды в технологической шахте-щели);
- расчет температур проводится для плоскости с максимальным тепловыделением по высоте и без учета отвода тепла через нижний и верхний торцы элементов;
- степень черноты поверхности элементов отработавшей сборки 0,1 до отмычки и 0,35 после отмычки; степень черноты поверхности трубы-рейки МПП 0,8.

Результаты расчетов разогрева ЭОУ и ОКС в газовой среде в сравнении с проектными данными приведены на рис.2 и 3. Результаты расчетов разогрева ТВС в сравнении с проектными данными приведены в табл. 1.

Таблица 1  
Результаты расчета температуры отработавшей ТВС

Q <sub>L</sub> , Вт/м	Центральный твэл			
	t <sup>проект</sup> , °C	t <sup>расч</sup> , °C	Δt, °C	Δt <sub>отн</sub> , %
50	1000	1175	175	17.5
40	929	1084	155	16.7
30	852	977	125	14.7
20	768	825	57	7.4

$$\Delta t = t^{\text{расч}} - t^{\text{проект}}, \text{°C}; \Delta t_{\text{отн}} = (\Delta t / t^{\text{проект}}) \times 100\%, \%$$

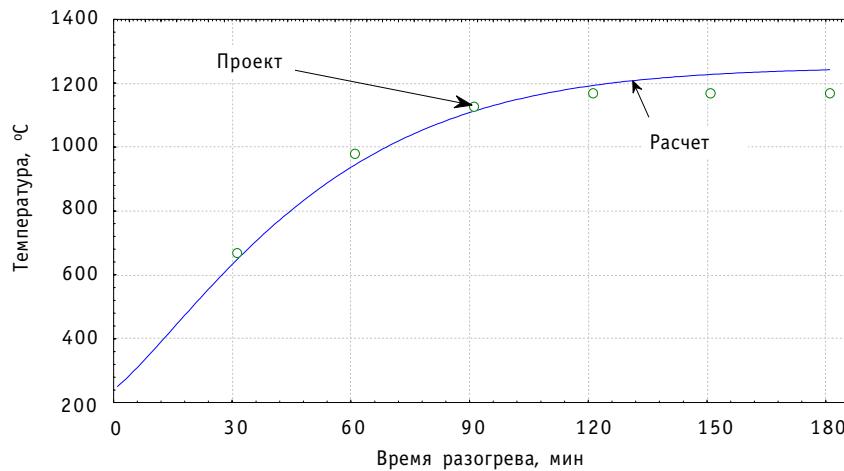


Рис.3. Результаты расчета разогрева центрального ЗЭЛа ОКС в передаточном боксе

На основании выполненных расчетов можно сделать следующие выводы.

1. Разработана программа, позволяющая проводить расчет разогрева элементов ТВС, ЭОУ и ОКС. Программа имеет модульную структуру и позволяет использовать расчетную базу для разработки и подключения новых блоков расчета температурных режимов других типов сборок.

2. Сравнение результатов расчета температурного режима отработавших сборок с проектными данными показало, что максимальное различие расчетных стационарных температур ( $^{\circ}\text{C}$ ) центральных элементов сборок составляет для ТВС 17,5%; для — ЭОУ 15%; для — ОКС (-3)%.

3. Применение программы вполне приемлемо для проведения оценочных и прогнозных расчетов температурных режимов элементов ТВС, ЭОУ и ОКС в газовой среде.

4. Расчетное моделирование температурных режимов отработавших сборок (как штатных ТВС, так и экспериментальных устройств) с различными значениями мощности их остаточного тепловыделения позволяет обосновывать и оптимизировать безопасные температурные режимы этих сборок при их перегрузке в газовой среде.

Поступила в редакцию 14.02.2005

# ГИДРОДИНАМИЧЕСКАЯ НЕУСТОЙЧИВОСТЬ В ПАРОГЕНЕРАТОРАХ ЭНЕРГОБЛОКА БН-600 И ЕЕ ДИАГНОСТИРОВАНИЕ

**П.П. Говоров, А.А. Кузнецов**  
*Белоярская АЭС, г. Заречный*



В статье рассматривается гидродинамическая неустойчивость в прямоточных парогенераторах энергоблока БН-600 в переходных режимах работы (пуск, останов). Опасность этого процесса заключается в том, что существует вероятность перехода гидродинамической неустойчивости в общеконтурную. Это приведет к колебаниям выходной температуры греющего теплоносителя и передаче температурных возмущений в первый контур. Предложены два метода диагностирования такого процесса. На основании метода ковариационного анализа была написана программа для информационной вычислительной системы «Уран» Белоярской АЭС, которая в настоящее время находится в промышленной эксплуатации.

## ВВЕДЕНИЕ

На энергоблоке с быстрым натриевым реактором БН-600 для организации отвода тепла от реактора и производства пара используются прямоточные секционные парогенераторы типа ПГН-200М. В таких парогенераторах при определенном сочетании режимных параметров (мощность, давление, температура, расход питательной воды) могут наблюдаться самоподдерживающиеся колебания расхода рабочего тела, так называемая гидродинамическая (или колебательная) неустойчивость, проявляющаяся в переходных режимах в виде самогенерируемых низкочастотных колебаний расхода питательной воды.

Графики изменения расходов питательной воды через испарители парогенератора при возникновении и развитии гидродинамической неустойчивости представлены на рис. 1. Начало процесса гидродинамической неустойчивости характеризуется появлением пульсаций расходов питательной воды через модули, при этом в одном модуле (группе модулей) амплитуда колебаний находится в противофазе амплитуде колебаний в других модулях.

Следствием возникновения периодических колебаний расхода является неoptимальное распределение потока между отдельными модулями парогенератора, теплообменными трубами или внутри труб, ухудшение тепловых характеристик, наличие циклических термических напряжений в месте кризиса теплообмена, в верхней трубной доске и в зоне выходного патрубка. Опасность таких неустойчивых гидродинамических режимов заключается еще и в том, что существует вероятность перехода гидродинамической неустойчивости в испарителях в общеконтурную. Это приведет к колебаниям выходной температуры греющего теплоносителя и передаче темпе-

© П.П. Говоров, А.А. Кузнецов, 2005

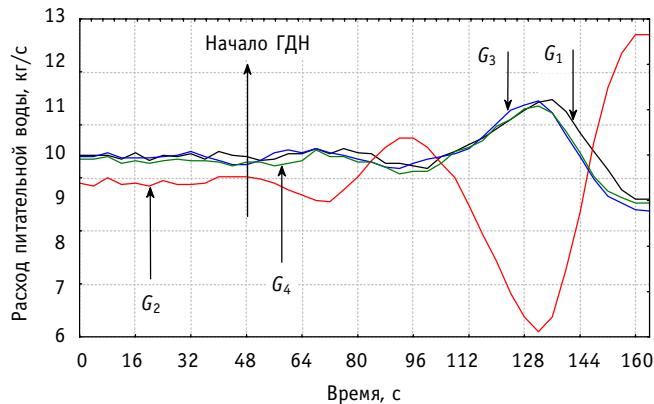


Рис.1. Расходы питательной воды через испарители парогенератора при начале гидродинамической неустойчивости

турных возмущений в первый контур. Таким образом, своевременная диагностика гидродинамической неустойчивости (ГДН) позволит повысить надежность и безопасность эксплуатации энергоблока с реактором БН-600 и продлить срок службы оборудования.

## ВЫБОР МЕТОДА ДИАГНОСТИРОВАНИЯ ГДН

Для диагностирования гидродинамической неустойчивости рассматривались

- метод дисперсионно-корреляционного анализа расходов питательной воды и температур рабочего тела на выходе испарителей парогенераторов ПГН-200М;
- метод ковариационного анализа расходов питательной воды.

При использовании первого метода

- вычисляются дисперсии и среднеквадратичные отклонения расходов питательной воды для всех испарительных модулей;
- сравниваются полученные значения среднеквадратичных отклонений расходов с заранее определенными уставками по границе области устойчивой работы;
- в случае превышения величин уставок по среднеквадратичным отклонениям одновременно вычисляются
  - дисперсии, среднеквадратичные отклонения, коэффициенты ковариации и корреляции с величинами расходов питательной воды (для величин температур рабочего тела на выходе из испарительных модулей);
  - среднеквадратичные отклонения за последующие промежутки времени (для величин расходов питательной воды);

• в случае достижения коэффициентами корреляции расходов и температур пара значений, превышающих уставки (хорошая корреляция), делается вывод об отсутствии автоколебаний (изменения расходов и обратные им изменения температур указывают на работу регуляторов расхода питательной воды);

• в случае стабильно высоких значений среднеквадратичных отклонений расходов воды делается вывод о начале автоколебаний расходов в рассматриваемых испарительных модулях (в противном случае, когда величины среднеквадратичных отклонений с течением времени смещаются в область устойчивой работы, можно утверждать как об аperiодических колебаниях, так и о несущественных кратковременных автоколебаниях);

• вычисляются коэффициенты ковариации и корреляции между парами величин расходов воды в испарительные модули: отрицательные величины коэффициентов ковариации и корреляции указывают на противофазность автоколебаний и на нали-

чие гидродинамической неустойчивости расхода питательной воды именно между рассматриваемыми модулями; положительные – на отсутствие нестабильности между испарительными модулями;

- на основании результатов расчета коэффициентов корреляции локализуются группы испарительных модулей с развивающейся гидродинамической нестабильностью.

Проведенные в дальнейшем исследования позволили отказаться от некоторых этапов в методе дисперсионно-корреляционного анализа. В частности,

- полную картину о наличии/отсутствии ГДН и изменении расходов через испарители регуляторами расхода воды можно получить без анализа температур рабочего тела;

• по знаку рассчитанных коэффициентов ковариации можно судить о наличии/отсутствии в рассматриваемых парах испарителей гидродинамической неустойчивости, и последующее вычисление коэффициентов корреляции не требуется;

• по величине коэффициентов ковариации можно судить о размахе колебаний расходов питательной воды, и вычисление и последующее сравнение среднеквадратичных отклонений с заранее определенными уставками не требуется.

Исходя из вышеизложенного, на основании дисперсионно-корреляционного метода диагностики был разработан метод ковариационного анализа гидродинамической неустойчивости расходов питательной воды в парогенераторах ПГН-200М.

## МЕТОД КОВАРИАЦИОННОГО АНАЛИЗА ГИДРОДИНАМИЧЕСКОЙ НЕУСТОЙЧИВОСТИ В ПАРОГЕНЕРАТОРАХ ПГН-200М

### Описание метода

При гидродинамической неустойчивости величины расходов в испарительных модулях периодически уменьшаются и увеличиваются в противофазе. Значения коэффициентов ковариации для пар модулей с гидродинамической неустойчивостью смещаются в отрицательную область, в то время как при изменении расходов питательной воды регуляторами расхода коэффициенты ковариации положительны.

Средняя величина расхода питательной воды определяется по следующей формуле:

$$\bar{G}_i^n = \frac{1}{n} \cdot \sum_{k=1}^n G_i^k, \text{т/ч}, \quad (1)$$

где  $G_i^k$  – величина расхода питательной воды на входе в  $i$ -й испарительный модуль в момент времени  $k$ , т/ч;  $n$  – количество точек усреднения, определяется опытным путем.

Коэффициент ковариации (характеризует абсолютную степень рассеяния одной величины относительно другой величины)

$$\delta_{i,j}^n = \frac{1}{n-1} \cdot \sum_{k=1}^n (G_i^k - \bar{G}_i^n) \cdot (G_j^k - \bar{G}_j^n), (\text{т/ч})^2, \quad (2)$$

где  $G_i^k$  – величина расхода питательной воды на входе в  $i$ -й испарительный модуль в момент времени  $k$ , т/ч;  $G_j^k$  – величина расхода питательной воды на входе в  $j$ -й испарительный модуль в момент времени  $k$ , т/ч;  $\bar{G}_i^n$  – усредненное по  $n$  точкам значение расхода питательной воды на входе в  $i$ -й испарительный модуль, т/ч;  $\bar{G}_j^n$  – усредненное по  $n$  точкам значение расхода питательной воды на входе в  $i$ -й испарительный модуль (причем  $i \neq j$ ), т/ч;  $n$  – количество точек усреднения (количество временных интервалов усреднения расходов).

Для исключения появления ложных сигналов о начале ГДН (появления сигналов ГДН при колебаниях расходов с малой амплитудой, не приводящих к развитию процесса гидродинамической неустойчивости), для принятия решения о наличии/отсутствии гидродинамической неустойчивости в рассматриваемой паре испарителей проводится  $t$  расчетов коэффициентов ковариации по «скользящему» принципу (где  $t$  – критерий принятия решения, равный 5, подбирался опытным путем в процессе отладки методики с учетом допустимых временных задержек от начала процесса до появления сигнала о ГДН). После вычисления  $t$  значений коэффициентов ковариации для рассматриваемой пары испарительных модулей производится усреднение полученных коэффициентов и сравнение среднего коэффициента ковариации с заранее определенной уставкой, равной -1.5. При значении коэффициента ковариации, большем по абсолютному значению уставки, делается вывод о синфазности колебаний; при значении, меньшем по абсолютному значению уставки – о гидродинамической неустойчивости (противофазных колебаниях) в рассматриваемой паре испарительных модулей.

### **Результаты диагностики ГДН методом ковариационного анализа**

Изменения расходов питательной воды через испарители во время пуска блока и сигнала гидродинамической неустойчивости, сформированного по представленной выше методике, показаны на рис. 2. С появлением противофазных колебаний расходов воды через испарительные модули сигнал ГДН, бывший до этого равным нулю (отсутствие колебаний), становится равным единице (гидродинамическая неустойчивость в рассматриваемой паре испарителей).

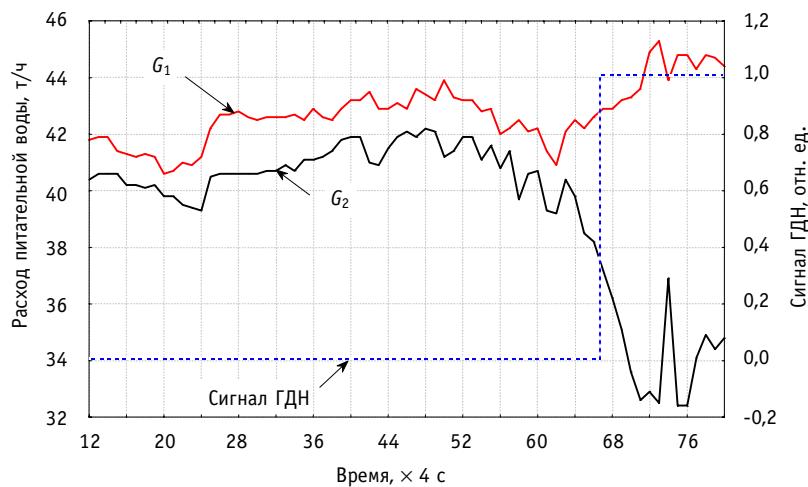


Рис.2. Изменения расходов воды через испарители парогенератора и сигнала ГДН в этих испарителях

На основе представленного метода ковариационного анализа был разработан алгоритм диагностики гидродинамической неустойчивости и была написана программа *Stable* для информационной вычислительной системы «Уран» Белоярской АЭС по диагностике гидродинамической неустойчивости в испарителях парогенераторов энергоблока с реактором БН-600. Тестовые испытания этой программы дали положительные результаты, и в настоящее время она находится в промышленной эксплуатации.

Поступила в редакцию 14.02.2005

# ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРЕДЕЛЬНО ДОПУСТИМЫХ ПЕРЕГРЕВОВ ПАРА ЗА ИСПАРИТЕЛЯМИ В ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ РЕЖИМАХ НАТРИЕВОГО ПАРОГЕНЕРАТОРА

**А.И. Бельтиков, П.П. Говоров, А.И. Карпенко**

Белоярская АЭС, г. Заречный



В представленной работе обобщены экспериментальные данные результатов исследований процессов выноса влаги из испарительных модулей секционного парогенератора (ПГ) «натрий-вода» энергоблока БН-600 и режимов работы парогенератора с гидродинамической неустойчивостью для различной наработки испарительных модулей. Опытным путем определены оптимальные рабочие области режимных параметров ПГ, обеспечивающие надежную и безопасную эксплуатацию ПГ в течение заданного ресурса.

Обеспечение надежности и работоспособности парогенератора в течение назначенного ресурса является ключевой задачей при разработке и проектировании. На энергоблоке Белоярской АЭС с реактором БН-600 установлены три секционно-модульных ПГ «натрий-вода» ПГН-200М. В состав каждого ПГ входят 8 секций, состоящих из 3-х функциональных модулей, практически одинаковых по конструктивному исполнению, но изготовленных из разных сталей. Испарительные модули (ИМ) выполнены из сталей перлитного класса типа 1Х2М, а основные и промежуточные пароперегреватели (ОП и ПП соответственно) – из жаропрочных нержавеющих сталей аустенитного класса, подверженных хлоридному растрескиванию под напряжением в пароводяной среде (в термически неравновесном потоке). Применение разных конструкционных материалов в ПГ накладывает определенные ограничения на ведение технологических режимов ПГ.

В процессе эксплуатации секционных парогенераторов с натриевым обогревом возникает и развивается гидродинамическая неустойчивость (ГД-неустойчивость) течения пароводяного потока в ИМ, которая может привести к разрушению теплообменных трубок или трубных досок.

Изучению термической неравновесности пароводяного потока применительно к установке с реактором БН-600 на стадии проектирования и изготовления ПГН-200М был посвящен ряд работ, в которых показано, что на выходе из парогенерирующих труб ИМ в перегретом паре существуют капли жидкости. Проектную долговечность ПГ можно обеспечить лишь в случае исключения попадания влаги в модули ОП и ПП, поэтому целями исследований являлись:

- оценка количества выносимой влаги из парогенерирующих трубок ИМ;

---

© А.И. Бельтиков, П.П. Говоров, А.И. Карпенко, 2005

- определение наличия влаги в трубопроводах слабоперегретого пара (СПП);
- изучение влияния основных режимных параметров ПГ, влияющих на процесс выноса влаги из ИМ.

Экспериментальное изучение наличия неравновесной влаги на выходе из ИМ в условиях эксплуатации проводилось с помощью термопарного метода, основанного на фиксации пульсаций температуры потока пароводяной среды, обусловленных разностью температур перегретого пара и капель жидкости [1]. Измерения пульсаций температуры потока проводились малоинерционными хромель-копелевыми термопарами, установленными на выходе из парогенерирующих трубок одного из ИМ на расстоянии 3 мм от выхода из трубы, и хромель-копелевыми термопарами термозондов, установленных в трубопроводах СПП секции с этим ИМ.

Одновременно регистрировались в стационарных режимах работы ИМ основные теплотехнические параметры ИМ и ПГ.

Опыты были проведены для следующих пределов режимных параметров ИМ: давления СПП ( $P_{\text{СПП}}$ ) = 9–13 МПа; массовой скорости пароводяного потока ( $\rho\omega$ ) = 180 – 550 кг/м<sup>2</sup>с; мощности ИМ ( $N_{\text{им}}$ ) = 30–80% номинальной (номинальная мощность ИМ равна 42 МВт).

По результатам исследований определено, что на выходе из трубного пучка существует значительная неравномерность распределения температур СПП. При перегревах СПП более 40°C (измерения по штатной термопаре на выходе из ИМ) неравномерности достигают ~50°C. Это обусловлено гидравлическими разверками в ИМ по натриевой и пароводяной сторонам. При снижении перегрева до 20°C неравномерности уменьшаются до ~39°C. При этом разность средних температур металла трубок не превышает 3–6°C, что не вызывает значительных напряжений в узлах заделки труб в трубные доски [2,3].

Термопара, помещенная в термически неравновесный поток пара, при попадании капли жидкости на ее спай фиксирует снижение температуры. Капля может полностью испариться, частично испариться, а оставшаяся часть срывается потоком движущегося пара.

Для оценки количества выносимой влаги из ИМ была получена зависимость из совместного решения уравнений энергии и неразрывности для потока пара при следующих допущениях: режим течения дисперсный; капли влаги имеют одинаковый диаметр; капля при попадании на спай термопары полностью испаряется; температура капли равна температуре насыщения; скольжение фаз отсутствует; профиль температуры по сечению трубного пучка плоский; размах пульсаций температуры пропорционален массе испарившейся капли на спае термопары [4]. Предложенная формула для оценки влагосодержания  $X_{\text{вл}}$  имеет вид

$$X_{\text{вл}} = 1 - \exp\left(-\frac{C_p \cdot 2A_{\text{max}}^d}{C_p \cdot \Delta t_{\text{ne}} + r}\right) \quad (1)$$

где  $\Delta t_{\text{не}}$  – перегрев пара за ИМ (разность температур СПП на выходе из ИМ и насыщения), °C;  $r$  – теплota парообразования, кДж/кг;  $C_p$  – теплоемкость пара кДж/кг°C,  $2A_{\text{max}}^d$  – удвоенная амплитуда пульсаций температуры СПП (размах), °C.

По данной формуле с точностью ±15% можно определить количество выносимой влаги из ИМ при условии перегрева пара ( $\Delta t_{\text{не}}$ ) более 25–30°C.

По результатам экспериментального исследования пульсаций температур СПП на выходе из трубного пучка ИМ установлено, что одним из основных параметров, существенно оказывающих влияние на величину пульсаций температуры СПП, является массовая скорость пароводяного потока. Опытные данные по пульсациям темпе-

ратур СПП на выходе из трубок ИМ представлены в табл. 1. Величина пульсаций температур СПП зависит от массовой скорости ( $\rho\omega$ ) – чем больше  $\rho\omega$ , тем меньше пульсации температур. Для трубы (термопара № 2) при  $\rho\omega = 183 \text{ кг}/\text{м}^2\text{с}$ ,  $\Delta t_{ne} = 32^\circ\text{C} - 2A_{max}^d = -12^\circ\text{C}$ ; при  $\rho\omega = 518 \text{ кг}/\text{м}^2\text{с}$ ,  $\Delta t_{ne} = 33^\circ\text{C} - 2A_{max}^d = 1,5^\circ\text{C}$ ; при  $\rho\omega = 538 \text{ кг}/(\text{м}^2\text{с})$ ,  $\Delta t_{ne} = 56^\circ\text{C} - 2A_{max}^d = 1,2^\circ\text{C}$ .

Таблица 1  
**Амплитуды пульсаций температуры СПП на выходе  
трубного пучка**

$P_{cпп}$ , МПа	$\rho\omega$ , $\text{кг}/\text{м}^2\text{с}$	$\Delta t_{ne}$ , $^\circ\text{C}$	Амплитуды пульсаций по трубкам					
			2	8	10	15	16	18
10,5	183	32	11,7	15,3	6,0	17,4	24,8	21,0
10,5	375	52	2,9	2,7	4,8	1,2	4,0	1,1
12,6	518	33	1,5	1,6	3,5	1,2	0,7	1,1
10,8	538	50	1,3	1,5	2,3	0,7	1,0	1,8
13,0	538	61	1,2	1,4	1,3	1,7	1,5	1,2

2–18 – номера термопар над теплообменными трубками.

Влияние массовой скорости на величину (амплитуду) пульсаций температур пара является следствием динамических эффектов, действующих на каплю жидкости в потоке перегретого пара. Увеличение скорости пара относительно скорости жидкости (скольжение между каплей жидкости и потоком пара) приводит к интенсификации теплообмена между каплей жидкости и паром, что вызывает доупаривание капель жидкости в потоке пара [1, 4].

Другим фактором, существенно оказывающим влияние на величину пульсаций температуры СПП, является перегрев пара. Увеличение перегрева пара в ИМ снижает как амплитуды пульсаций температуры пароводяного потока, так и частоту попадания капель на спай термопары, и влагосодержание на выходе из парогенерирующих трубок уменьшается.

Исследования выноса влаги при снижении перегрева пара за ИМ до появления пульсаций температуры СПП на входе в ОП по показаниям термозондов проводились при работе энергоблока на уровне мощности 60% номинальной. Снижение температуры СПП за ИМ проводилось ступенями  $t_s + 37$ ;  $t_s + 30$ ;  $t_s + 17^\circ\text{C}$  путем увеличения расхода питательной воды через ПГ ( $t_s$  – температура насыщения при заданном давлении).

Термозонды, установленные в трубопроводе СПП на входе в модуль ОП, не зафиксировали пульсаций температуры пара при перегревах  $37^\circ\text{C}$  и  $30^\circ\text{C}$ . При дальнейшем снижении перегрева СПП до  $17^\circ\text{C}$  по показаниям этих термозондов появились незначительные пульсации температуры  $\sim 0,5^\circ\text{C}$ , что свидетельствовало о выносе влаги из ИМ и попадание ее в трубопровод СПП на входе в ОП. Влагосодержание оценочно составило 0,12%.

На основании проведенных экспериментальных исследований рекомендовано для эксплуатации ПГ поддерживать перегрев пара ( $\Delta t_{ne}$ ) за ИМ не менее  $20^\circ\text{C}$ . Данные рекомендации вошли в эксплуатационные инструкции и технологический регламент эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС.

Как уже отмечалось ранее, одним из основных режимных параметров, оказывающих существенное влияние на доупаривание влаги в трубопроводах СПП, является массовая скорость пароводяного потока. Эксперимент по определению начала заброса влаги в модули ОП при снижении перегрева проводился при массовых скоростях пароводяного потока  $\rho\omega = 554 \text{ кг}/\text{м}^2\text{с}$ .

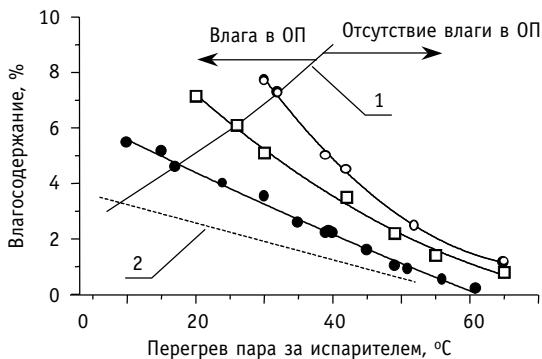


Рис. 1. Зависимость влагосодержания в паре за ИМ от перегрева пара и массовой скорости пароводяного потока:  
 ○  $\rho_w = 183 \text{ г}/\text{м}^2\text{с}$ ; □  $\rho_w = 375 \text{ г}/\text{м}^2\text{с}$ ; ●  $\rho_w = 550 \text{ г}/\text{м}^2\text{с}$ ;  
 1 – граничная кривая отсутствия влаги в модуле ОП;  
 2 – расчет влагосодержания при  $\rho_w = 690 \text{ г}/\text{м}^2\text{с}$ ;

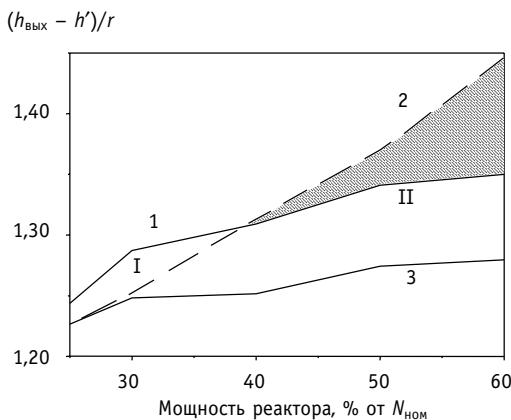


Рис. 2. Граница устойчивости испарителей в пусковом режиме: I, II – области устойчивой работы;  
 ■ – область неустойчивости; 1 – граничное значение;  
 2 – максимально достижимое значение;  
 3 – рекомендованное значение

неустойчивости в пусковом режиме как при малых, так и при больших выходных влагосодержаниях [5].

Исходные данные, полученные при эксплуатации ПГ энергоблока БН-600, указывали на наличие возмущающих причин, устранение или учет которых позволяет организовать надежную эксплуатацию ПГ и предотвратить ситуации с повреждением теплообменных трубок, приводящие к течи воды в натрий с соответствующими аварийными последствиями. Необходимо было установить критерии и количественные параметры для определения границ гидродинамической неустойчивости в области значений выходной относительной энталпии потока больших 1, разработать и внедрить рекомендации по предотвращению неустойчивости в ИМ секционных ПГ на действующем промышленном энергоблоке.

По результатам анализа всех переходных режимов энергоблока (пуска, останова и подключения теплоотводящей петли), имевших место в 1994–1998 гг., была выполнена обработка опытных данных по границе гидродинамической неустойчивости для испарителей, проработавших 95–107 тыс. ч, и сделано сравнение этих данных с результатами расчета границы области неустойчивости по методике [5, 6].

При увеличении расхода питательной воды до номинального массовая скорость  $\rho_w$  увеличивается до  $690 \text{ кг}/\text{м}^2\text{с}$ , что приводит при исходных перегревах пара к снижению влагосодержания в потоке пара. Экстраполяция экспериментальных данных по наличию влаги в трубопроводе на входе в модуль ОП показала, что при номинальных расходах питательной воды через ПГ перегрев пара  $\Delta t_{\text{пе}}$  на выходе из ИМ может быть ниже  $20^\circ\text{C}$ . Данные, полученные по результатам измерений пульсаций в трубопроводах ОП, и расчетные данные, определенные по формуле (1) для номинального расхода питательной воды, приведены на рис. 2.

В итоге получена граничная кривая наличия влаги на входе в ОП в зависимости от перегрева пара за ИМ и массовой скорости пароводяного потока. Как видно из рис. 2, для номинальных расходов питательной воды через ПГ ( $\rho_w = 690 \text{ кг}/\text{м}^2\text{с}$ ) минимальное значение перегрева за ИМ составляет  $\sim 10^\circ\text{C}$ , что гарантирует отсутствие заброса влаги в модули ОП.

В процессе эксплуатации энергоблока БН-600 в ИМ ПГ были отмечены случаи возникновения

Во время ряда пусков блока при работе на частичных нагрузках в испарителях, с длительностью эксплуатации 80 тыс. ч и более, наблюдались самопроизвольные межмодульные колебания расхода воды на входе, которые возникали при работе испарителей в режиме генерации перегретого пара при изменении рабочих параметров в диапазоне: массовая скорость 80–575 кг/(м<sup>2</sup>с), средний тепловой поток 35–250 кВт/м<sup>2</sup>, давление перегретого пара 6,5–12,5 МПа и входная температура воды 158–192°C. Наблюдались следующие основные явления в режимах с неустойчивостью:

- колебания расхода воды на входе в ИМ происходили с четко выраженной периодичностью, с фазовым сдвигом относительно друг друга (в соседних модулях расход изменялся в противофазе, между первой и второй парой модулей с небольшим смещением), их форма близка к синусоиде;
- период колебаний имел один порядок со временем транспорта частиц жидкости через ИМ;
- суммарный расход воды через половину ПГ и положение регулирующей арматуры во время колебаний оставались постоянными;
- колебания расхода воды не вызывали соответствующих изменений давления и температуры СПП на выходе из ИМ;
- выходная относительная энталпия потока составляла величину 1,17–1,40, что соответствовало перегреву пара на выходе из ИМ 45–140°C.

Приведенные признаки межмодульных колебаний расхода в ИМ ПГ указывают на то, что в определенных режимах работы энергоблока ИМ попадают в область гидродинамической неустойчивости потока при больших значениях относительной энталпии (неустойчивость плотностных волн). При увеличении мощности ПГ, расхода натрия или уменьшении давления за ИМ во всех идентичных ИМ половины ПГ, параметры которых достигли границы неустойчивости, начинаются самопроизвольные колебания расхода воды и устанавливаются автоколебания со значительной амплитудой. Фазовое смещение колебаний расхода в модулях с неустойчивостью потока обеспечивает постоянство суммарного расхода через половину ПГ и перепада давления между входным и выходным коллекторами.

В результате анализа пусковых режимов ПГ был сделан вывод о том, что действовавший на тот момент времени регламент пуска не обеспечивал устойчивую работу ИМ в этом режиме эксплуатации. В определенных диапазонах изменения мощности ИМ имели запас до границы области гидродинамической неустойчивости, недостаточный для обеспечения устойчивой работы ИМ при выполнении технологических операций.

Была установлена граница области гидродинамической неустойчивости для ИМ с наработкой 95–107 тыс. ч, которая определялась по параметрам ИМ в момент возникновения или прекращения колебаний расхода воды. При этом штатными средствами системы контроля фиксировались: температура и расход воды на входе в ИМ, давление и температура пара на выходе из ИМ, температуры натрия в перемычках между ИМ и ОП (ПП) и температура натрия на выходе из ИМ.

Был проведен ряд экспериментальных исследований по определению границы области гидродинамической неустойчивости в ИМ с различной продолжительностью эксплуатации, на мощности энергоблока 60% номинальной. По результатам экспериментов разработана методика прогнозирования области неустойчивости с учетом состояния теплообменной поверхности и приведена оценка изменения состояния теплообменной поверхности ИМ в процессе эксплуатации.

В условиях эксплуатации натурного объекта получение экспериментальных данных по гидродинамической неустойчивости в широком диапазоне изменения параметров ПГ, достаточном для создания расчетной методики, затруднено и практичес-

ки невозможно, т.к. главной задачей АЭС является обеспечение безопасной и надежной работы энергоблока с целью получения максимально возможной выработки электроэнергии. Поэтому за основу методики расчета границ устойчивости с учетом состояния теплообменной поверхности были взяты эмпирические зависимости Юнала [6], полученные на стендах с натриевым обогревом.

По результатам обработки опытных данных и проведенных расчетов выполнен анализ устойчивости ИМ, построены карты устойчивости ИМ ПГ и разработаны рекомендации по повышению устойчивости ИМ в пусковом режиме. Поскольку устойчивость ИМ существенно изменяется с длительностью эксплуатации, то в расчетах наработка испарителей принималась равной разрешенному на данный момент времени ресурсу испарителей 105 тыс. ч.

Расчеты проводились по параметрам ИМ в диапазоне от 15 до 75% номинальной мощности секции ПГ при температуре питательной воды на входе в ПГ 160°C. Указанный диапазон мощности ИМ соответствует работе энергоблока на мощности 18–60% номинальной. Расход натрия в этом диапазоне составляет 70% номинального, а при подключении модулей ПП (на мощности энергоблока 18% номинальной) кратковременно увеличивается до номинального значения.

Результаты анализа устойчивости ИМ при различных тепловых нагрузках позволили разработать рекомендации по оптимизации пускового режима ПГ при работе ИМ в режиме генерации перегретого пара до мощности энергоблока 60% номинальной.

Разработанные рекомендации включены в технологическую документацию и заключаются в поддержании параметров ИМ, выходной температуры и давления пара ниже значений, при которых возникает ГД- неустойчивость, а именно:

- на уровне мощности энергоблока 18% номинальной – 370–375°C при давлении 9–10 МПа;
- в диапазоне изменения мощности энергоблока 25–40% номинальной – 380–385 °C при давлении 10 – 11 МПа;
- на уровнях мощности энергоблока 40–60% номинальной – 385–395°C при давлении 11,5–12,5 МПа.

Поддержание параметров ИМ на указанных уровнях обеспечивает работу ИМ в области устойчивости I типа примерно до мощности энергоблока, равной 38% номинальной (рис. 2), и дает достаточный, для обеспечения устойчивой работы испарителей, запас на более высоких уровнях мощности.

При возникновении гидродинамической неустойчивости в ИМ в переходных режимах подавление колебаний расхода воды осуществляется повышением давления пара за ИМ, а в случае невозможности подъема давления по техническим причинам – снижением температуры СПП путем увеличения расхода воды.

Минимально допустимая температура пара на выходе ИМ, при которой обеспечивается полное испарение (до основных пароперегревателей) содержащейся в перегретом паре неравновесной влаги, составляет величину  $t_{\text{доп}} = (t_s + 20)^{\circ}\text{C}$ . Обычный запас по перегреву пара, с учетом тепловой и гидравлической разверток секций парогенераторов, составляет 60–80°C при минимальном давлении пара за ИМ – 9 МПа.

На основании проведенных исследований получены границы предельно допустимых параметров ИМ ПГ во всех эксплуатационных режимах, представленные на рис. 3.

## ВЫВОДЫ

1. Выявлены основные параметры испарителя, влияющие на вынос влаги из трубного пучка: массовая скорость пароводяного потока; удельный тепловой поток в зоне доупаривания влаги; температура питательной воды; температура натрия на входе в ИМ; давление и величина перегрева слабоперегретого пара.

2. Пульсации температур пароводяного потока не зафиксированы в трубопроводе СПП на выходе из ИМ при перегревах пара выше 40°C.

3. Экспериментально установлено, что при снижении перегрева СПП ( $\Delta t_{pe}$ ) до 17°C при массовой скорости  $\rho\omega = 554 \text{ кг}/(\text{м}^2\text{с})$  наблюдается вынос влаги из ИМ и попадание ее в трубопровод СПП на входе в ОП.

4. Экспериментальными исследованиями и проведенными расчетами определена граничная кривая отсутствия попадания влаги в модули ОП. Для номинального расхода питательной воды через ПГ ( $\rho\omega = 690 \text{ кг}/\text{м}^2\text{с}$ ) получена минимальная величина перегрева пара ( $\Delta t_{pe}$ ) за ИМ, равная 10°C.

5. Проведены эксперименты по определению условий возникновения гидродинамической неустойчивости в ИМ ПГ и получены опытные данные в области значений выходной относительной энталпии потока более 1 для ИМ с различной наработкой.

6. Разработана методика расчета границ области неустойчивости при больших значениях выходной относительной энталпии с учетом состояния теплообменной поверхности трубок прямоточных парогенераторов, позволяющая проводить прогнозные оценки по изменению границы области гидродинамической неустойчивости в зависимости от времени эксплуатации.

7. Проведен анализ режимов работы ПГ и разработаны рекомендации по предотвращению попадания влаги в модули ОП и режимов с неустойчивостью потока, заключающиеся в ограничении минимальной и максимальной температуры СПП на выходе из ИМ в зависимости от уровня мощности, расходов воды через ИМ и величины выходного давления пара.

8. Рекомендации по режимам работы ИМ внедрены на Белоярской АЭС непосредственно в производственные инструкции по эксплуатации энергоблока и ПГ, что позволило повысить в значительной степени надежность и безопасность эксплуатации как ПГ, так и энергоблока в целом.

### Литература

- Бельтюков А.И., Грачев Н.С., Джусов Ю.П., Карпенко А.И., Кириллов П.П., Смирнов М.В., Шейнкман А. Г. Исследование выноса неравновесной влаги в перегретом паре на выходе из испарителя прямоточного парогенератора энергоблока БН-600/Теплофизика и гидродинамика процессов кипения и конденсации: Материалы Всесоюзной конф. (Рига, 1982). – Рига: Риж. политехнический институт, 1986. – Т. IV. – Ч. 3. – С. 101-107.
- Смирнов М.В., Титов В.Ф., Корнеев В.И., Шейнкман А.Г., Бельтюков А.И., Карпенко А.И., Грачев Н.С. Теплофизические исследования прямоточного парогенератора ПГН-200М энергоблока БН-600/ Опыт разработки и эксплуатации парогенераторов быстрых реакторов: Сб. докл. семинара стран-членов СЭВ (18-21 мая 1982 г.). – Димитровград: НИИАР, 1982. – С. 355-367.
- Цыканов В.А., Бай В.Ф., Кондратьев В.И. и др. Результаты ресурсных испытаний и экспериментальных исследований крупномасштабных моделей парогенераторов на установке БОР-60: Сб. докл. семинара стран-членов СЭВ «Опыт разработки и эксплуатации парогенераторов быстрых реакторов». – Димитровград, 1982. – С. 64-81.
- Турчин Н.М., Юрьев Ю.С., Грачев Н.С. и др. Расчетно-экспериментальные исследования процессов выноса и испарения капель влаги в перегретом паре: Отчет ФЭИ, ТФ-1187, 1979 г.

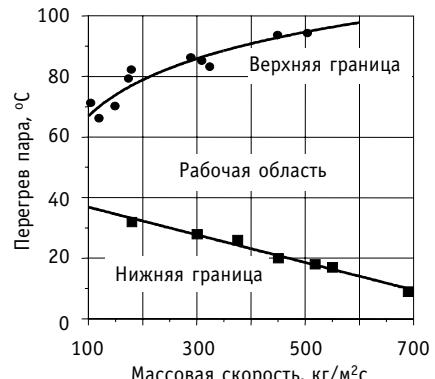


Рис. 3. Границы предельно допустимых значений перегревов пара в режимах эксплуатации ПГ: ■ – опытные данные по выносу влаги из ИМ; ● – опытные данные по ГД-неустойчивости ИМ

## ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

---

5. Бельтюков А.И., Говоров П.П. Оценка развития гидродинамической неустойчивости в испарителях прямоточного секционного парогенератора с натриевым обогревом в процессе его эксплуатации / Сб. науч. трудов 6-й научно-технической конференции, посвященной 35-летию Белоярской АЭС. – Заречный, 1999. – Ч. 3. – С. 67-75.
6. Юнай X. Колебания типа волн плотности в трубе противоточного одноходового парогенератора, обогреваемого жидким натрием//Теплопередача. – 1981. – Т. 103. – № 3. – С. 97-105.

Поступила в редакцию 14.02.2005

# СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ПЕРЕХОДНЫХ РЕЖИМОВ НАТРИЕВОГО ПАРОГЕНЕРАТОРА ЭНЕРГОБЛОКА БН-600

**П.П. Говоров**

*Белоярская АЭС, г. Заречный*



Выполнен анализ поведения границ области гидродинамической неустойчивости в испарительных модулях прямоточного парогенератора (ПГ), обогреваемого натрием. Приведены рекомендации по повышению устойчивости испарительных модулей в пусковых режимах.

Безопасность энергетических установок с ядерными реакторами во многом определяет надежная работа системы отвода тепла, одним из основных элементов которой является парогенератор. Надежная и безопасная работа парогенератора в значительной мере зависит от температурных и гидравлических режимов, их соответствия проектным условиям.

В промышленных парогенераторах при определенном сочетании режимных параметров может иметь место неустойчивость течения рабочего тела при работе на стабильном участке статической гидравлической характеристики при постоянном перепаде давления. По своему характеру – это самоподдерживающиеся периодические колебания расхода рабочего тела, которые вызываются динамическими взаимодействиями между параметрами потока (скоростью, плотностью, энталпией и их распределением) вследствие транспортного и инерционного запаздывания и наличия механизма обратной связи. Следствием возникновения периодических колебаний расхода является неправильное распределение потока между отдельными модулями парогенератора, теплообменными трубами или внутри труб, ухудшение тепловых характеристик, наличие циклических термических напряжений в месте кризиса теплообмена, в верхней трубной доске и в зоне выходного патрубка [1,2].

Термические колебания, обусловленные колебаниями точки кризиса теплообмена, могут приводить к отслаиванию окисного слоя от поверхности трубы, что способствует коррозии. Длительное воздействие указанных негативных факторов в конечном итоге может вызвать разрушение теплообменных трубок или трубных досок вследствие усталостного разрушения металла [3].

Отмеченная динамическая неустойчивость имеет две характерные области [4]:

1) при значениях выходной относительной энталпии потока ( $X_{\text{вых}}$ ), близких к нулю, здесь определяющую роль играют колебания гравитационной составляющей перепада давления;

2) при умеренных ( $X_{\text{вых}} \approx 1$ ) и больших ( $X_{\text{вых}} > 1$ ) значениях относительной энталпии потока на выходе, когда основную роль играют колебания составляющей

перепада давления на трение. Часто второй случай называют неустойчивостью плотностных волн [5].

На энергоблоке с быстрым натриевым реактором БН-600 для организации отвода тепла от реактора и производства пара используются прямоточные секционные парогенераторы с натриевым обогревом типа ПГН-200М. В процессе эксплуатации этих парогенераторов в их испарительных модулях неоднократно имела место гидродинамическая неустойчивость [6–8]. Неустойчивость проявлялась в виде самогенерируемых низкочастотных колебаний расхода питательной воды, которые возникали в переходных режимах при работе испарителей с выходной относительной энталпиией потока превышающей единицу.

Опасность таких неустойчивых гидродинамических режимов заключается еще и в том, что существует вероятность перехода гидродинамической неустойчивости в испарителях в общеконтурную. Это может привести к колебаниям выходной температуры греющего теплоносителя и передаче температурных возмущений в реактор.

Известно, что переходные режимы являются наиболее важными режимами, определяющими расчетный ресурс парогенераторов. Поэтому при рассмотрении вопроса о ресурсе испарителей необходимо изучение проблемы обеспечения их устойчивой работы во всем диапазоне изменения мощности на протяжении всего срока эксплуатации.

Анализ пусковых режимов, выполненный в [8], показал, что существовавший на то время регламент пуска не обеспечивал устойчивую работу испарителей в этом режиме эксплуатации энергоблока. В определенных диапазонах изменения мощности испарители имели малый запас до границы области гидродинамической неустойчивости, недостаточный для обеспечения устойчивой работы испарителей при выполнении технологических операций. Оказалось, что наиболее склонны к попаданию в область неустойчивости испарители с большой длительностью эксплуатации (суммарной наработкой), т.е. в процессе эксплуатации испарителей происходит увеличение области гидродинамической неустойчивости [7, 8].

Исходные данные, полученные при эксплуатации ПГ энергоблока БН-600, указывали на наличие возмущающих причин, устранение или учет которых позволяет организовать надежную эксплуатацию ПГ и предотвратить ситуации с повреждением теплообменных трубок, приводящие к течи воды в натрий с соответствующими аварийными последствиями.

Используя экспериментальные данные, полученные для испарителей парогенератора ПГН-200М, была разработана методика расчета границ гидродинамической неустойчивости с учетом состояния их теплообменной поверхности [8].

Для анализа изменения границ области гидродинамической неустойчивости в испарителях при пуске энергоблока были выполнены расчеты испарителей по данной методике и построены карты устойчивости. Расчеты проводились по параметрам испарителей в диапазоне от 15 до 75% номинальной мощности секции, для режима работы энергоблока с отключенным регенеративным подогревом питательной воды (температура воды на входе в парогенератор равна 160°C). Указанный диапазон мощности испарителей соответствует работе энергоблока на мощности 18–60% номинальной. Расход натриевого теплоносителя в этом диапазоне составляет 70% номинального, а при подключении модулей промежуточного перегрева пара (на мощности 18%  $N_{\text{ном}}$ ) кратковременно увеличивается до номинального значения.

Выполненные расчеты показали, что в исследуемом диапазоне мощности возможны три типа расположения области неустойчивости, они приведены на рис. 1:

1) возникновение гидродинамической неустойчивости возможно во всем исследуемом диапазоне мощности;

2) между областями неустойчивости имеется область устойчивости (на рис. 1 она обозначена цифрой I), в которой максимально достижимое значение выходной относительной энталпии потока для принятых параметров испарителей меньше граничного значения;

3) области неустойчивости предшествует область устойчивости типа I.

Результаты расчетов в виде карты устойчивости испарителя в координатах выходная относительная энталпия – относительная мощность испарителя (в % от номинальной мощности секции парогенератора) для различных значений выходного давления приведены на рис. 2, из которого видно, что на границе устойчивости:

- при постоянном давлении зависимость выходной относительной энталпии от теплового потока является линейной в диапазоне изменения мощности испарителя, свыше 30% (от номинальной мощности секции);

- с увеличением расхода натриевого теплоносителя значение выходной относительной энталпии уменьшается, причем наиболее значительное уменьшение наблюдается в области малых значений мощности испарителя  $\leq 35\%$ ;

- в диапазоне мощности испарителя 15–38% находится область устойчивости (I типа), в которой максимально достижимое значение выходной относительной энталпии потока меньше граничного значения, и для обеспечения устойчивой работы испарителей достаточно поддерживать выходное давление не ниже определенного уровня;

- увеличение расхода натриевого теплоносителя приводит к уменьшению области устойчивости I типа;

- выходная температура натриевого теплоносителя не оказывает влияния непосредственно на значение выходной относительной энталпии, но при ее снижении (при условии постоянства расхода натриевого теплоносителя) уменьшается максимально достижимое значение энталпии, что приводит к увеличению области устойчивости I типа.

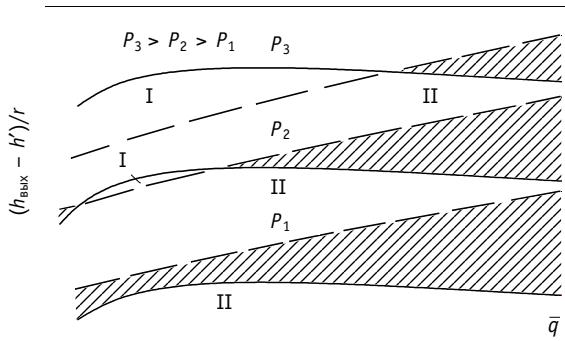


Рис. 1. Влияние давления и теплового потока на границу устойчивости испарителя: I, II – области устойчивой работы;  $\blacksquare$  – область неустойчивости; — — граничное значение; — — максимально достижимое значение I

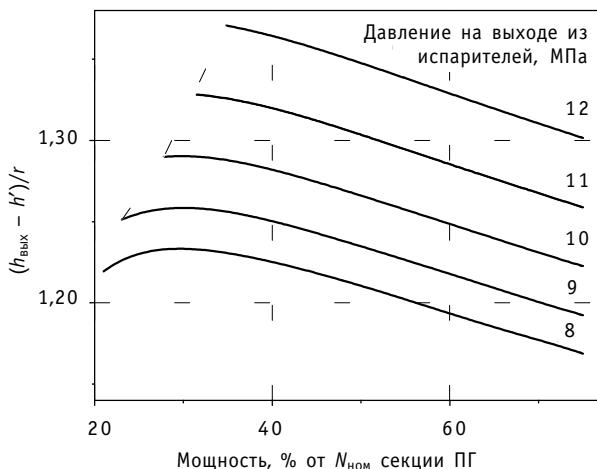


Рис. 2. Карта устойчивости испарителей парогенератора ПГН-200М при расходе натриевого теплоносителя 0,7 номинального, температуре натрия на выходе из теплоносителей 325°C, наработке 105 тыс. ч

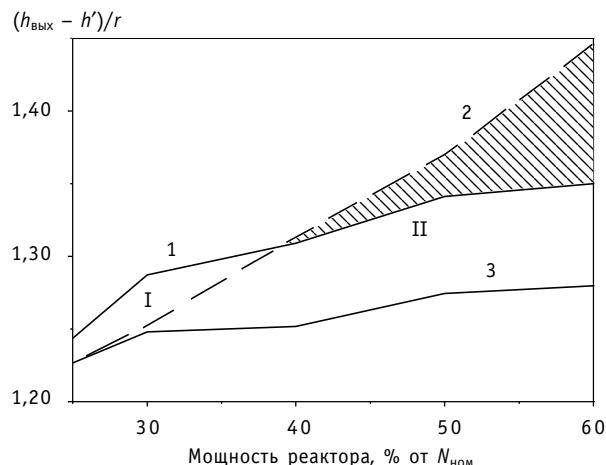


Рис. 3. Граница устойчивости испарителей в пусковом режиме: I, II – области устойчивой работы; – область неустойчивости; 1 – граничное значение; 2 – максимально достижимое значение; 3 – рекомендованное значение

Результаты анализа устойчивости испарителей при различных тепловых нагрузках позволили разработать рекомендации по оптимизации пускового режима парогенератора при работе испарителей в режиме генерации перегретого пара до мощности энергоблока 60% номинальной.

Разработанные рекомендации заключаются в поддержании параметров испарителей – выходной температуры и давления пара – ниже значений, при которых возникает гидродинамическая неустойчивость, а именно:

- на уровне мощности энергоблока 18% номинальной – 370–375°C при давлении 9–10 МПа;

- в диапазоне изменения мощности энергоблока 25–40% номинальной – 380–385°C при давлении 10–11 МПа;
- на уровнях мощности 40–60% номинальной – 385–395°C при давлении 11,5–12,5 МПа.

Поддержание параметров испарителей на указанных уровнях обеспечивает их работу в области устойчивости I типа примерно до мощности энергоблока, равной 38% номинальной (рис. 3), и дает достаточный для обеспечения устойчивой работы испарителей запас на более высоких уровнях мощности.

При возникновении гидродинамической неустойчивости в испарителях в переходных режимах подавление колебаний расхода воды осуществляется повышением давления пара за испарителями, а в случае невозможности подъема давления по техническим причинам – снижением температуры пара путем увеличения расхода воды.

Рекомендации работы внедрены на Белоярской АЭС непосредственно в производственные инструкции по эксплуатации энергоблока БН-600 и парогенераторов ПГН-200М, что позволило устранить гидродинамическую неустойчивость в испарительных модулях и повысить, в значительной степени, надежность и безопасность эксплуатации, как парогенераторов, так и энергоблока в целом.

### Литература

1. Важник Р., Эффердинг Л. Исследование гидродинамической устойчивости и тепловых характеристик 1-МВт модели прямоточного парогенератора, обогреваемого жидким натрием // Энергетические машины и установки. – 1974. – № 3. – С. 31–44.
2. Воробьев В.А., Лощинин В.М., Ремизов О.В. Нестационарные поля температуры парогенерирующей трубы при колебаниях расхода / Опыт разработки и эксплуатации парогенераторов быстрых реакторов: Сб. докл. – Димитровград: НИИАР, 1982. – С. 405–418.
3. Огорев Л.Е., Лихошерст А.И., Иванов А.И., Титов В.Ф. Методы определения напряжений и долговечности парогенерирующих труб / Опыт разработки и эксплуатации парогенераторов быстрых реакторов: Сб. докл. – Димитровград: НИИАР, 1982. – С. 395–404.
4. Хабенский В.Б., Герлига В.А. Нестабильность потока теплоносителя в элементах энергооборудования. – СПб.: Наука, 1994. – 288 с.

5. Делайе Дж., Гюо М., Ритмюллер М. Теплообмен и гидродинамика двухфазных потоков в атомной энергетике. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 424 с.
6. Бельтюков А.И., Говоров П.П., Шейнкман А.Г. Гидродинамическая неустойчивость в испарителях парогенератора БН-600//Теплофизика высоких температур. – 1998. – Т. 36. – № 3. – С. 496-502.
7. Бельтюков А.И., Говоров П.П. Оценка развития гидродинамической неустойчивости в испарителях прямоточного секционного парогенератора с натриевым обогревом в процессе эксплуатации/Сб. научн. трудов 6-й научно-технической конференции, посвященной 35-летию Белоярской АЭС. – Заречный, 1999. – Ч. 3. – С. 67-75.
8. Говоров П.П. Гидродинамическая неустойчивость секционного парогенератора с натриевым обогревом (на примере энергоблока №3 Белоярской АЭС)/Автореферат диссертации на соискание ученой степени к.т.н. – Екатеринбург, 2000.
9. Юнал Х. Колебания типа волн плотности в трубе противоточного одноходового парогенератора, обогреваемого натрием//Теплопередача. – 1981. – Т. 103. – № 3. – С. 97-105.

Поступила в редакцию 14.02.2005

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

**А.А. Бычков, И.М. Крысантьев**  
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 наnominalном 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 «<>» определяют отличие показаний баковых термопар на 15°C и более; сравнимость показаний термопар – отличие показаний в

---

© А.А. Бычков, И.М. Крысантьев, 2005

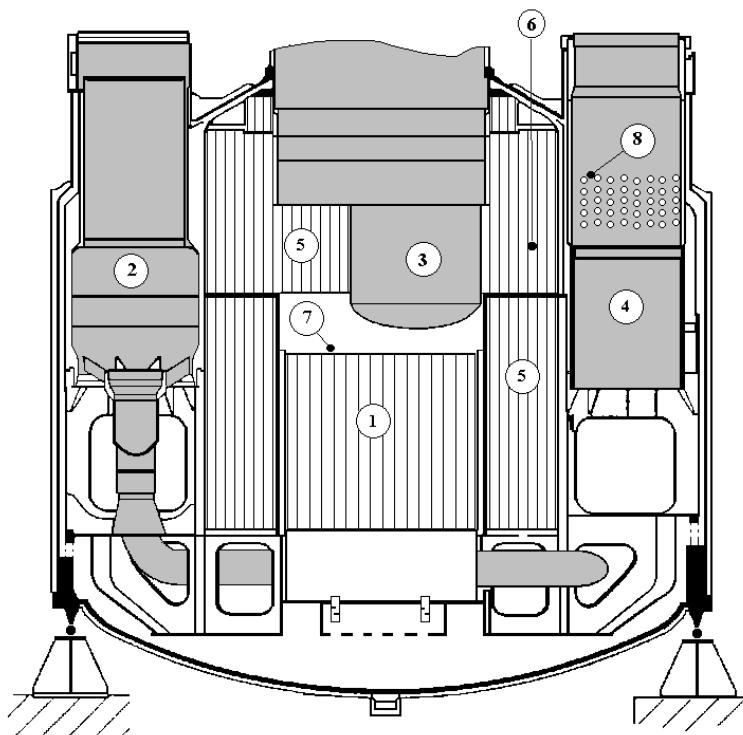


Рис. 1. Положение баковых термопар по высоте реактора БН-600: 1 – активная зона; 2 – главный циркуляционный насос первого контура (ГЦН-1); 3 – центральная поворотная колонна; 4 – ПТО; 5 – трубы внутрибаковой защиты; 6 – уровень расположения баковых термопар; 7 – уровень головок ПТС; 8 – уровень расположения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

пределах 10°C. Отличие показаний термопар в интервале 10–15°C при работе реактора на номинальном уровне мощности не наблюдаются.

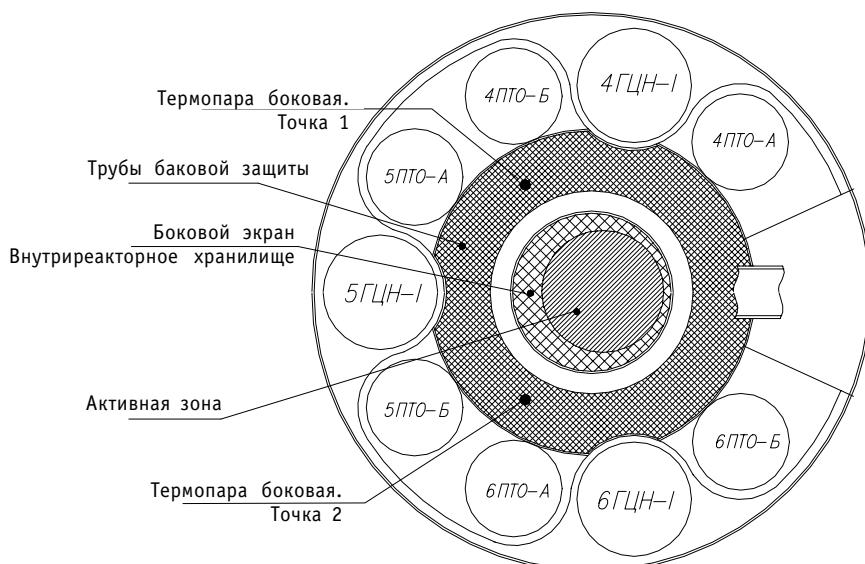


Рис. 2. Расположение баковых термопар относительно ПТО реактора БН-600

## ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

---

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

Таблица 1

№ микрокампании	Разность показаний баковых термопар, °C	Условный тип показаний баковых термопар
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 З 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 (ГЧН-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, °C;  $C_p$  – 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 ГЧН-1 определен расход натрия первого контура  $G_i$  через каждый ГЧН-1.

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

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

Таблица 2

Тип микрокампаний	$K_i, \%$		
	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 показании 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

(скакки показаний баковых термопар), 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., Крысантьев И.М.* Особенности распределения расходов натрия на охлаждение внутренкорпусного 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., Крысантьев 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

# ОСОБЕННОСТИ ПОВЕДЕНИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В СПЕКТРЕ НЕЙТРОНОВ БЫСТРОГО РЕАКТОРА БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ

**В.В. Чуев, В.Ф. Росляков, В.В. Мальцев**  
*Белоярская АЭС, г. Заречный*



В настоящей работе на примере перевода реактора БН-600 на активную зону с выгоранием топлива ~11% т.а. представлен обзор основных результатов по исследованию экспериментальных и штатных ТВС, твэлов, необходимых для обоснования безопасной и надежной работы конструкционных материалов в условиях активной зоны третьей модернизации.

## ВВЕДЕНИЕ

25 лет успешно эксплуатируется энергоблок с реактором БН-600 Белоярской АЭС в режиме коммерческой выработки электрической и тепловой энергии. Одновременно решаются задачи по испытанию и проверке новых научно-технических разработок. Одной из важнейших составных частей энергоблока является активная зона (а.з.) реактора, определяющая безопасность и экономичность его работы. Как известно, проектные характеристики а.з. первого типа (01) не были достигнуты в начальный период эксплуатации. Выгорание топлива ограничивалось 7,2% тяжелых атомов (т.а.) и повреждающей дозой 44 смещений на атом (с.н.а.) вследствие значительного радиационного формоизменения конструкционных материалов тепловыделяющих сборок (ТВС) и деградации их служебных свойств. Достижение проектных величин выгорания топлива осуществлялось поэтапно. В 1987 г. проведена первая модернизация активной зоны (01М) с увеличением выгорания топлива до 8,3% т.а. (максимальная повреждающая доза 54 с.н.а.). В 1993 г. закончена вторая модернизация активной зоны (01М1) на выгорание топлива 10% т.а. (повреждающая доза 75 с.н.а.). В период 1995–2003 гг. проведены испытания штатных ТВС на выгорание топлива до ~11% т.а. (повреждающая доза 82 с.н.а.) в зоне третьей модернизации (01М2). В 2004 г. разработана рабочая программа повышения выгорания топлива до ~14% т.а. В настоящее время прорабатывается программа работ на выгорание ~ 17% т.а., а также проекты перспективных зон с использованием смешанного уран-плутониевого топлива, зон без воспроизводящего экрана.

Точность обоснования и предсказания работоспособности элементов активной зоны во многом определяется получением надежных экспериментальных данных о поведении реальных внутриреакторных конструкций в стационарных, переходных и аварийных режимах эксплуатации. Целям всестороннего изучения работоспособности конструкций реактора БН-600 служат массовые первичные послереакторные исследования, проводимые на Белоярской АЭС в бассейне выдерж-

© В.В. Чуев, В.Ф. Росляков, В.В. Мальцев, 2005

## МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

---

ки и «горячей» камере, и последующие материаловедческие исследования в «горячих» лабораториях отрасли. В процессе их проведения выявляются и анализируются экспериментальные данные по влиянию отдельных факторов и их взаимосвязи на поведение штатных и экспериментальных изделий а.з. Получаемая информация важна для анализа работоспособности существующих конструкций и оптимизации разрабатываемых режимов их безопасной эксплуатации.

В настоящей работе на примере подготовки к переводу реактора БН-600 на выгорание топлива ~11% т.а. представлен обзор основных результатов по исследованию экспериментальных и штатных ТВС, тепловыделяющих элементов (твэлов), необходимых для обоснования безопасной и надежной работы конструкционных материалов в условиях активной зоны третьей модернизации.

### ОБЪЕКТЫ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

Основные характеристики испытанных в реакторе ТВС приведены в табл. 1, 2. Практически все из эксплуатировавшихся в реакторе БН-600 типов ТВС прошли

Таблица 1

#### Максимальные параметры экспериментальных ТВС реактора БН-600

Тип а.з.	Тип ЭТВС (материалы чехла/оболочек/топлива)	Количество ЭТВС, шт. ЗМО/ ЗСО/ ЗБО	Выгорание топлива, % т.а. ЗМО/ ЗСО/ ЗБО	Повреждающая доза, с.н.а. ЗМО/ ЗСО/ ЗБО
01	ЭП-450/ЭИ-847 х.д./UO <sub>2</sub> – штатное ЭП-450/ЧС-68 х.д./UO <sub>2</sub> – штатное	63/ – /17 9 в ЗМО	7,6/ – /7,0 11,6	62/ – /40 88
01M	ЭП-450/ЧС-68 х.д./UO <sub>2</sub> – штатное ЭП-450/ЭП-172 х.д./UO <sub>2</sub> – штатное 05X12H2M/ЧС-68 х.д./UO <sub>2</sub> – штатное 05X12H2M/ЧС-68 х.д./UO <sub>2</sub> – штатное ЭП-450/ЧС-68 х.д./UO <sub>2</sub> – штатное (материаловедческая) 08X16H11M3T***/ЭП-172** х.д./UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub> – вибро 05X12H2M***/ЧС-68 х.д. **/UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub> – вибро ЭП-450/ЭП-172 х.д. **/UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub> – таблеточное ЭП-450/ЧС-68 х.д. **/UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub> – таблеточное	12/15/13 28/28/22 4/4/4 4/4/4 3 в ЗМО	8,1/9,6/10,1 9,3/10,8/11,7 7,7/8,4/8,6 7,5/7,9/8,7 7,6	64/74/67 81/87/84 61/61/57 60/59/57 59
01M1	ЭП-450/ЧС-68 х.д./UO <sub>2</sub> – штатное (продленный ресурс) ЭП-450/ЭП-450+ЧС-68х.д. **/UO <sub>2</sub> – штатное ЭП-450***/ЧС-68 х.д. **/UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub> – таблеточное ЭП-450/ЧС-68 х.д. **/UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub> – таблеточное 05X12H2M***/ЧС-68 х.д. **/UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub> – вибро ЭП-450***/ЧС-68 х.д. **/UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub> – вибро	7 в ЗБО 3/ – /2 8/8 – – /5/10**** 3 в ЗМО 3 в ЗМО	11,7 9,4/ – /9,4 11,8 8,9 10,5 ****	80 78/ – /61 79 68 78 ****

\* – пучок твэлов содержит центральные твэлы с оболочками из стали ЧС-68 х.д. и периферийный ряд твэлов с оболочками из стали ЭП-450; \*\* – диаметр оболочек твэлов 6.6×0.4 мм; \*\*\* – размер чехла «под ключ» 94.5×2.5 мм; \*\*\*\* – находятся в реакторе; \*\*\*\*\* – 7 ТВС находятся в ВРХ

Таблица 2

#### Проектные и фактические максимальные значения выгорания топлива и повреждающей дозы для штатных ТВС активной зоны 01M1/01M2

Тип ТВС	Проектные		Фактические	
	Повреждающая доза, с.н.а.	Выгорание топлива, % т.а.	Повреждающая доза, с.н.а.	Выгорание топлива, % т.а.
ЗМО	75/82	9,0/10,0	81	9,4
ЗСО	72/79	9,5/10,6	77	10,2
ЗБО	69/75	10,0/11,2	74	10,9

первичные послереакторные исследования. В бассейне выдержки измерены геометрические размеры чехлов ~ 700 шт. ТВС. В «горячей» камере осуществляется визуальный контроль состояния ТВС в целом и после извлечения пучков твэлов, измеряются геометрические размеры твэлов, определяются их герметичность и параметры внутривэльного газа, состояние топливных сердечников и распределение продуктов деления и активации. Для отдельных твэлов проводились импульс.н.а.я вихревая дефектоскопия, нейтронная радиография, измерения электросопротивления оболочек и термического сопротивления зазора между топливом и оболочкой. Исследовано ~50 ТВС (~3000 твэлов). Ряд твэлов и образцов чехлов выбирался для материаловедческих исследований в «горячих» лабораториях СФ НИКИЭТ, ФЭИ, НИИАР.

## ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОГО ОБОСНОВАНИЯ РАБОТОСПОСОБНОСТИ ТВС АКТИВНОЙ ЗОНЫ С ВЫГОРАНИЕМ ТОПЛИВА ~11% т.а.

В обоснование проектируемой активной зоны 01М2 реактора БН-600 получены следующие основные результаты.

### Чехлы ТВС

**Формоизменение чехлов.** В бассейне выдержки БН-600 прошли выходную инспекцию 180 экспериментальных и штатных ТВС с чехлами из стали ЭП-450 с целью определения их формоизменения. Установлено, что для стали ЭП-450 максимальное изменение размеров «под ключ», обусловленное совместным действием распухания и ползучести, не превышает 1,5% при повреждающих дозах 80–94 с.н.а. (рис. 1, 2). Результаты

линейной аппроксимации в консервативном приближении с учетом разброса данных показывают, что формоизменение чехлов из стали ЭП-450 позволяет достичь повреждающие дозы ~140 с.н.а., что соответствует выгоранию топлива ~19% т.а. В общем случае формоизменение чехлов обусловлено не только радиационным распуханием, но и радиационной и термической ползучестью, возникающей под давлением натриевого теплоносителя в слое между пучком твэлов и чехлом. В приближении равномерности вакансационного распухания по всему периметру шестигранника считается [1], что увеличение размеров диагоналей обусловлено только радиационным распуханием, а увеличение размеров «под ключ» – совместным воздействием распухания и ползучести.

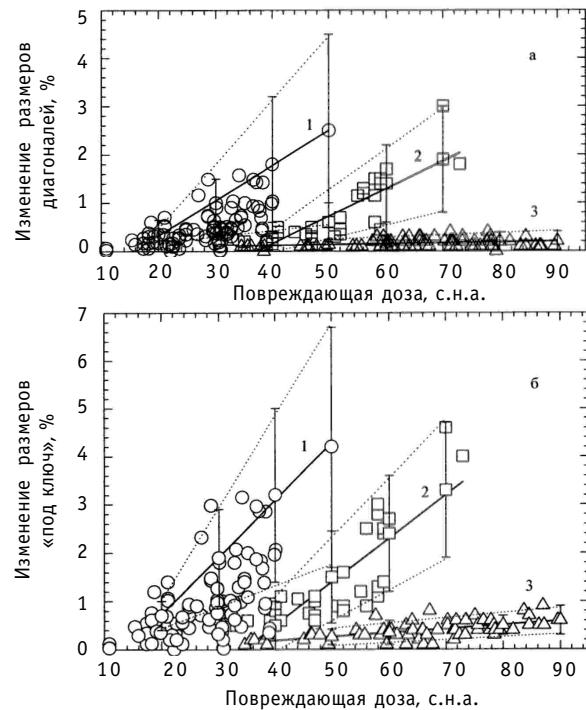


Рис. 1. Формоизменение чехловых труб штатных ТВС активных зон 01 (1 – 08Х16Н11М3 м.т.о.), 01М (2 – 08Х16Н11М3Т х.д.) и 01М1 (3 – ЭП-450) в зависимости от повреждающей дозы при температурах максимального изменения

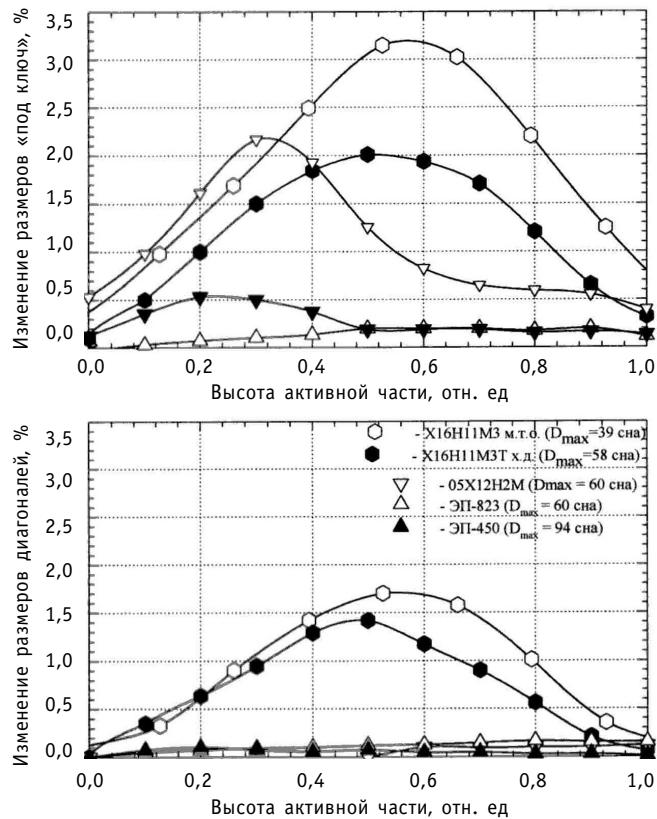


Рис. 2. Изменение поперечных размеров чехловых труб в зависимости от высоты активной зоны (температуры облучения и повреждающей дозы)

Для описания дознотемпературных зависимостей распухания, определяемого из изменения размеров диагоналей шестигранника, использовалась функция

$$R = \Delta V / V_0 = dR / dD \cdot \exp(-\beta(T - T_0)^2) \cdot (D - D_0), \quad (1)$$

где  $R$  – распухание (относительное изменение объема  $V_0$ ), %;  $D$  – повреждающая доза, с.н.а.;  $T$  – температура облучения,  $^{\circ}\text{C}$ ;  $dR / dD$  – скорость распухания, %/с.н.а.;  $T_0$  – характеристическая температура максимального распухания;  $\beta$  – параметр порядка коэффициента диффузии вакансий,  $\text{K}^{-2}$ ;  $D_0$  – инкубационная доза, с.н.а. Температурная область распухания дискретно разбивалась на интервалы, для которых строились зависимости распухания от повреждающей дозы. Экспериментальные данные описывались в приближении

$$R(D) = \Delta V / V_0 = dR / dD \cdot (D - D_0(T)). \quad (2)$$

Таблица 3

**Параметры радиационного распухания и ползучести материалов чехлов ТВС**

Марка стали	$dR / dD$ , % / с.н.а. (при $T_0$ )	$T_0$ , $^{\circ}\text{C}$	$\beta, \times 10^{-4} \text{ K}^{-2}$	$D_0$ , с.н.а.	Модуль ползучести, $\times 10^{-6} (\text{МПа} \cdot \text{с.н.а.})^{-1}$
08Х16Н11М3 мт.о	$0,20 \pm 0,07$	$450 \pm 10$	$-(1,1 \pm 0,1)$	$15 \pm 5$	$1 \div 3 [3]$
08Х16Н11М3Т х.д.	$0,12 \pm 0,04$	$430 \pm 10$	$-(3,8 \pm 0,6)$	$35 \pm 10$	$0,5 \div 2,6 [3]$
ЭП-450	$<0,02$	$400 \div 430$	–	–	$0,4 [2]$

Параметры  $dR/dD$ ,  $T_0$ ,  $\beta$ ,  $D_0$  определялись методом наименьших квадратов по наилучшей сходимости экспериментальных данных и результатов расчета.

Модули радиационной ползучести определялись по методике [1], согласно которой изменение размера «под ключ» вследствие радиационной ползучести описывается зависимостью

$$\Delta S/S_0 = B \cdot D \cdot p \cdot S^2 / 2\delta (1 + S^2(1 - \mu^2)/72\delta) / S_0 \quad (3)$$

где  $S_0$  – исходный размер «под ключ», мм;  $B$  – модуль радиационной ползучести, ( $\text{МПа} \cdot \text{с.н.а.}$ ) $^{-1}$ ;  $p$  – давление теплоносителя, МПа;  $\delta$  – толщина грани, мм;  $\mu$  – модуль Пуассона.

Типичные исходные данные иллюстрируют рис. 1, 2. Параметры радиационного распухания и ползучести материалов чехлов ТВС приведены в табл. 3 и на рис. 3, 4. Данные, приведенные на рис. 3, 5 и в табл. 4, получены с целью проверки влияния скорости набора повреждающей дозы на параметры распухания.

**Механические свойства чехлов.** В результате исследования механических свойств чехлов ТВС в ФЭИ и СФ НИКИЭТ, облученных в реакторе БН-600 до повреждающих доз 90–108 с.н.а., установлено, что в этом интервале запас работоспособности чехлов сохраняется. Использование сталей этого класса в качестве конструкционных материалов чехлов ТВС реакторов типа БН рассматривается как главное направление для обеспечения выгорания топлива не только ~11% т.а, но и выгорание 12–15% т.а.

**Коррозионная стойкость чехлов.** На основании результатов коррозионных исследований в начальный период эксплуатации штатных ТВС с чехлами из ферритно-марテンситной стали ЭП-450 рассматривались два аспекта потенциальной опасности повышенной склонности облученных чехлов к коррозии в воде: нарушение целостности сборок и образование значительного количества продуктов коррозии в бассейне выдержки. Опыт хранения в бассейне выдержки отработавших ТВС показал, что после 3–5-летнего нахождения ТВС в водной среде даже с низкими значениями водородного показателя  $\text{pH} = 5–7$  проблем с работоспособностью чехлов не было. Второй аспект остается актуальным и в настоящее время. Более того, после перехода производства чехлов с Первоуральского новотрубного завода на машиностроительный завод (г. Электросталь) в последнее время отмечена тенденция ухудшения качества чехловых труб из стали ЭП-450, проявляющаяся в повышенном взаимодействии поверхностных слоев материала даже с атмосферной влагой. Причины устанавливаются в настоящее время.

## Оболочки твэлов

**Формоизменение оболочек.** Около 30 экспериментальных и штатных ТВС с чехлами из стали ЭП-450 и оболочками твэлов из стали ЧС-68 х.д. разделаны и исследованы в «горячей» камере БН-600. В результате исследования формаизмене-

Таблица 4  
Параметры радиационного распухания материалов ВКУ

Марка стали	Температура облучения, °C	$dR/dD$ , % /с.н.а.	$T_0$ , °C	$D_0$ , с.н.а.	$\beta, \times 10^{-4} \text{ K}^2$
12X18H10T (толстостенные чехлы)	$380 \div 560$	$0,35 \pm 0,07$	$475 \pm 25$	$23 \pm 5$	$-(42 \pm 14)$
09X18H9 (материаловедческие образцы)	$380 \div 550$	$0,10 \pm 0,02$	$460 \pm 20$	$15 \pm 8$	$-(1,5 \pm 0,4)$
X18H9T (чехол ТВС БР-5) [4]	$430 \div 460$	$0,16 \pm 0,06$	Нет данных	$6 \pm 3$	Нет данных
X18H9 (гильза СУЗ БОР-60) [5]	$370 \div 500$	$0,25 \pm 0,05$	$445 \pm 25$	$15 \pm 10$	$-(6 \pm 4)$

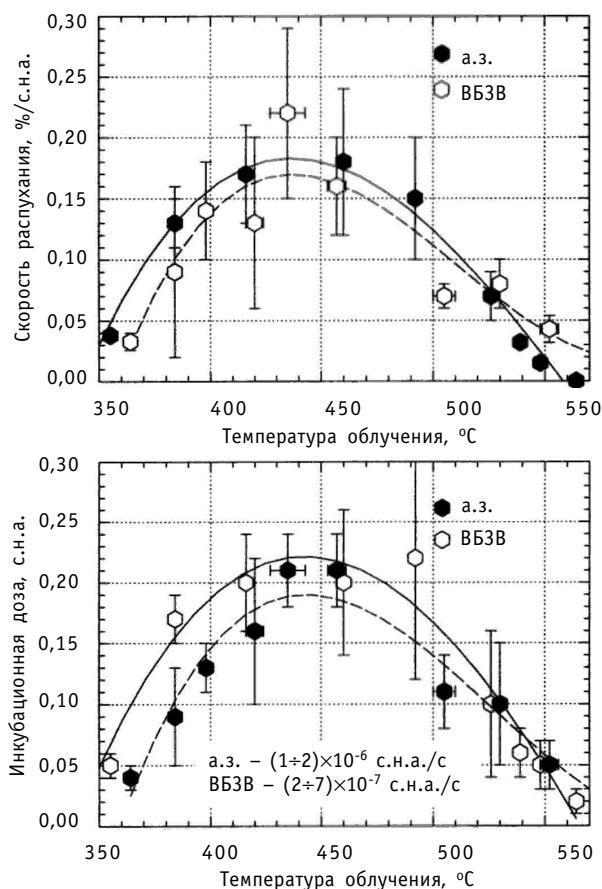


Рис. 3. Параметры распухания стали X16H11M3 м.т.о. в зависимости от температуры облучения при различных скоростях набора повреждающей дозы

ния оболочек твэлов установлено, что для стали ЧС-68 х.д. критерий напряженно-деформированного состояния (распухание 15–18%) не лимитирует достижение повреждающей дозы ~100 с.н.а. Рис. 6 отчетливо отражает все этапы модернизации активной зоны реактора БН-600, сопровождавшиеся повышением стойкости к радиационному распуханию материалов оболочек, в качестве которых применялись стали ЭИ-847уст., ЭИ-847 х.д. и ЧС-68 х.д. Общим для всех материалов является значительный разброс данных по распуханию относительно средних значений как в пределах одной ТВС, так и от сборки к сборке.

Наиболее оптимальное сочетание параметров распухания материала оболочек (табл. 5) реализовано для стали ЧС-68 х.д., использовавшейся на стадии ее экспериментального освоения в 80-х годах. К сожалению, за следующий период 90-х годов стойкость стали ЧС-68 х.д. к распуханию снизилась. Несмотря на незначительное уменьшение инкубационного периода, скорость распухания выросла (рис. 7). Произошло это при переходе от опытного производства на промышленное и связано, по-видимому, с технологическими особенностями выплавки металла и изготовления труб (рис. 8, 9).

**Механические свойства оболочек.** После эксплуатации до выгорания ~11% т.а. механические свойства, определяемые при кратковременных испытаниях, являются типичными и сопоставимы с материалами после максимальных повреждающих доз 74–87 с.н.а. и соответствующих выгораний 9,4 – 11,1% т.а. Как и данные по

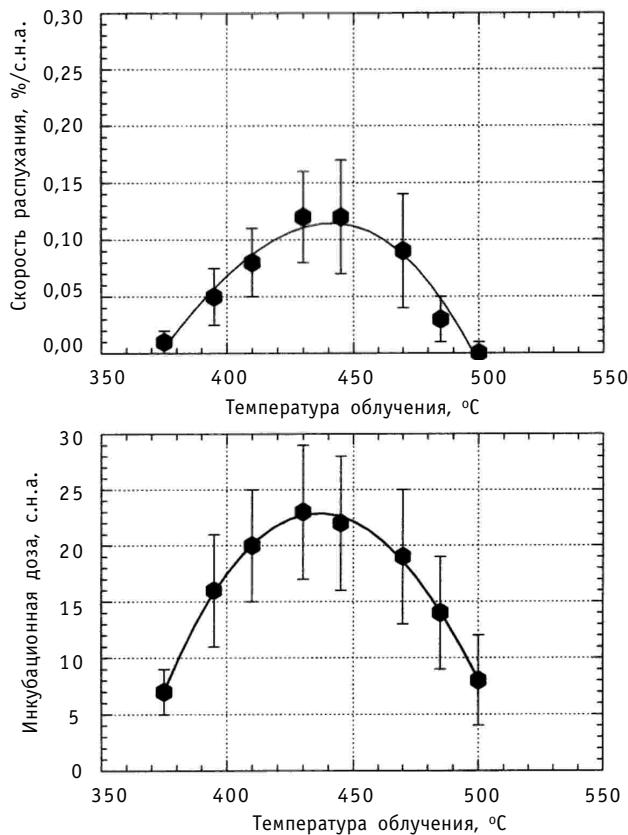


Рис. 4. Параметры распухания стали X16H11M3T х.д. в зависимости от температуры облучения

распуханию, механические свойства имеют значительный разброс (рис. 10). Кроме того, общей закономерностью является деградация прочности и пластичности в области максимального распухания. Появление «нулевой» пластичности наблюдалось уже при повреждающих дозах ~40 с.н.а. и температурах облучения 450–550°C, тем не менее оболочки сохраняют работоспособность в реакторе и до доз ~90 с.н.а., когда предел прочности падает практически до нуля. Низкие значения прочности оболочек исследованных твэлов, полученные методом растяжения кольцевых образцов в радиальном направлении, характерны для этой консервативной методики. Механические испытания другим методом, например, внутреннего давления, реализуют схему нагружения, значительно более приближенную к реаль-

Таблица 5

**Параметры радиационного распухания материалов оболочек твэлов**

Марка стали	$dR/dD$ , %/с.н.а. (при $T_0$ )	$T_0$ , °C	$D_0$ , с.н.а.	$\beta, \times 10^{-4} K^2$
ЭИ-847 ауст.	$0,40 \pm 0,05$	$480 \pm 15$	$20 \pm 5$	$-(0,7 \pm 0,1)$
ЭИ-847 х.д.	$0,20 \pm 0,05$	$450 \pm 15$	$30 \pm 5$	$-(3,5 \pm 1,1)$
ЧС-68 х.д. <sup>*</sup>	$0,30 \pm 0,05$	$470 \pm 10$	$47 \pm 5$	$-(1,5 \pm 0,3)$
ЧС-68 х.д. <sup>**</sup>	$0,5 \pm 0,1$	$485 \pm 15$	$45 \pm 5$	$-(2,5 \pm 0,4)$

\* облучение экспериментальных твэлов в активных зонах 01 и 01M; \*\* облучение штатных твэлов в зонах 01M и 01M1

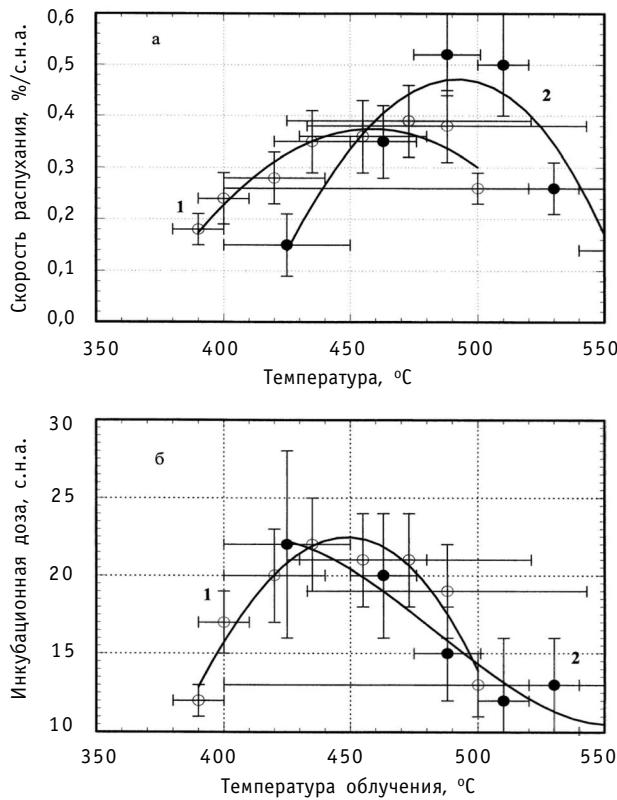


Рис. 5. Параметры распухания стали 18Cr-10Ni-Ti, облученной при скорости набора дозы  $2 \cdot 10^{-7}$  с.н.а./с в реакторе БН-600 (1а, 16) и  $7 \cdot 10^{-7}$  с.н.а./с в БОР-60 (2а, 26)[5]

ным условиям эксплуатации оболочек, чем одноосное растяжение колец. По данным СФНИКИЭТ/ИРМ, механические свойства оболочек, полученные методом внутреннего давления, показывают более высокие значения величины прочности даже на участках максимальной деградации прочности конструкционного материала, при этом наблюдается и сужение области нулевой пластичности.

В результате анализа установлено, что при повреждающих дозах  $\sim 90$  с.н.а. оболочки твэлов имеют механические свойства, уровень которых близок к пределу их работоспособности. Поэтому следует считать, что ресурс оболочек из стали ЧС-68 х.д. современного производства ограничен повреждающей дозой  $\sim 90$  с.н.а. Однако необходимо принимать во внимание взаимосвязь радиационного распухания и механических свойств, влияние на скорость распухания исходного необлученного состояния. Выше показано, насколько увеличилась скорость распухания стали ЧС-68 д. при промышленном производстве. Как следствие этого повысилась скорость деградации механических свойств в процессе облучения. Но даже при этих условиях следует принять ресурс оболочек из стали ЧС-68 х.д. не менее 82–85 с.н.а.

**Коррозионная стойкость оболочек.** В результате исследования коррозионного взаимодействия материала оболочек из стали ЧС-68 х.д. с топливом и его продуктами деления установлено, что при повреждающих дозах и выгорании топлива, характерных для твэлов проектируемой активной зоны 01М2, величина коррозионного повреждения оболочки составит не более 10–20% от толщины оболочки (рис. 11). По данным СФНИКИЭТ/ИРМ, особенность коррозионного состояния оболочек твэлов реактора БН-600 с оксидным урановым топливом при достиже-

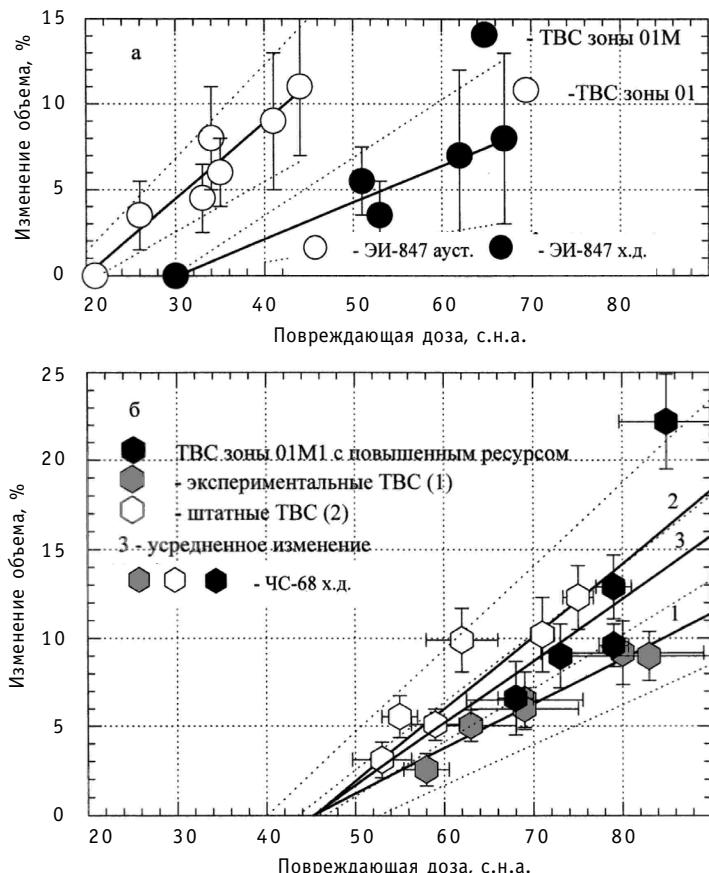


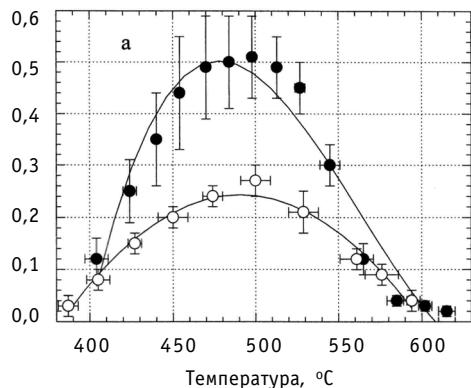
Рис. 6. Радиационное распухание оболочек твэлов активных зон 01, 01М (а), 01М1 (б) в зависимости от повреждающей дозы в интервале температур облучения  $460 \div 500^{\circ}\text{C}$

ния выгорания 9% т.а. и выше заключается в превалирующем воздействии на материал коррозионного растрескивания и фронтальной коррозии на фоне слабо выраженной межкристаллитной коррозии.

**Негерметичность оболочек.** Начиная с эксплуатации активной зоны 01, реактор почти каждую микрокампанию работал с негерметичными по газу твэлами (рис. 12). Период эксплуатации 26–43 МК после проведения второй модернизации а.з. характеризуется несравненно меньшим количеством случаев разгерметизации твэлов с оболочками из стали ЧС-68 х.д.

Оценки по данным систем КГО и результаты исследований в «горячей» камере БН-600 показали, что разгерметизация в активной зоне сопровождалась нарушением целостности оболочек одиночных твэлов. С учетом длительности периода эксплуатации (17 МК) и количества негерметичных твэлов в ТВС (как правило, единицы) доля негерметичных твэлов составляет пренебрежимо малую величину по сравнению с эксплуатационными пределами, установленными для твэлов БН-600, и не является ограничивающим фактором достижения выгорания топлива ~11% т.а. Однако особое внимание привлекли четыре ТВС, которые на момент разгерметизации имели низкие параметры эксплуатации (выгорание ~ 3% т.а., повреждающие дозы ~ 20–30 с.н.а.). Принимая во внимание, что разгерметизация твэлов произошла при параметрах облучения значительно ниже проектных значений, на основании результатов послереакторных исследований служебных свойств штат-

Скорость распухания, %/с.н.а.



Инкубационная доза, с.н.а.

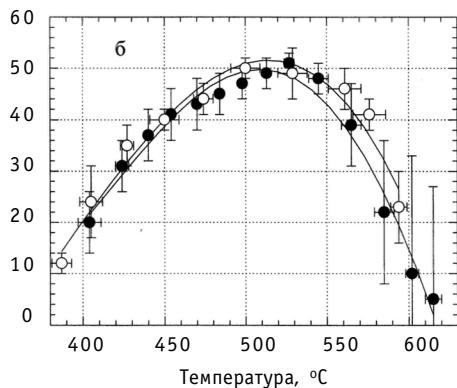


Рис. 7. Скорость (а) и инкубационная доза (б) распухания оболочек твэлов из стали ЧС-68 х.д. в зависимости от температуры облучения (темные значки – штатные зоны 01M1, светлые – экспериментальные зоны 01M)

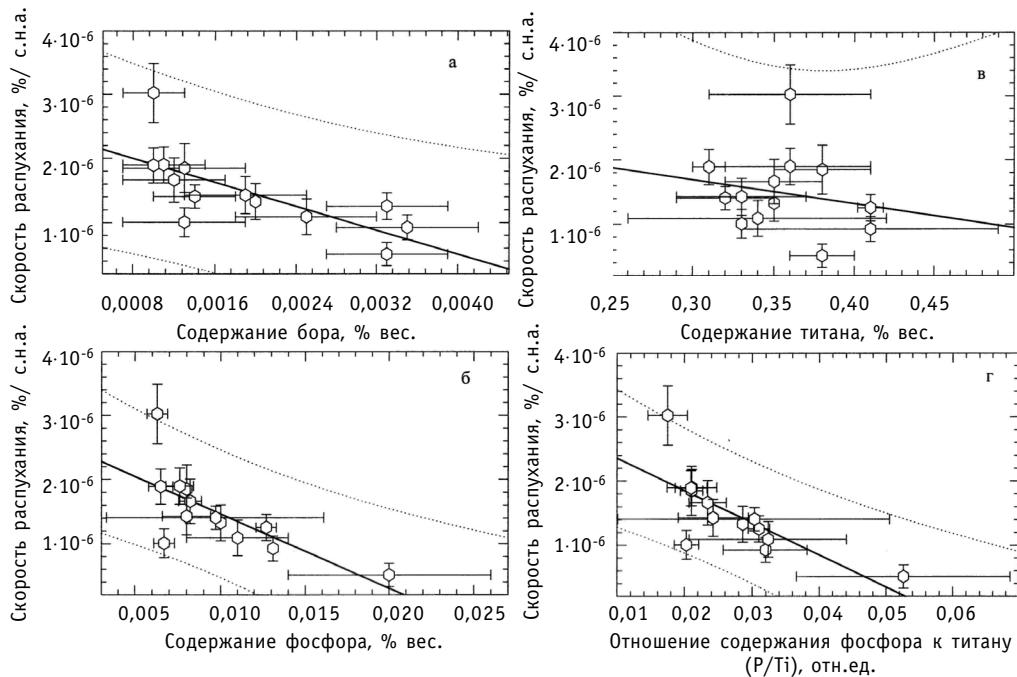


Рис. 8. Скорость распухания стали ЧС-68 х.д. в зависимости от содержания бора (а), фосфора (б), титана (в) и отношения содержания фосфора к содержанию титана (г)

ной оболочечной стали ЧС-68 х.д. причины разгерметизации единичных твэлов следовало искать в технологических особенностях изготовления твэлов на всех стадиях, начиная от выплавки металла и до приемки твэлов в сборку.

С целью выяснения причин преждевременного разрушения оболочек твэлов в ГНЦ ВНИИМ, на Белоярской АЭС, ОАО МСЗ и ОАО ПНТЗ, начиная с 1997 г., были предприняты исследования параллельно по двум направлениям: послереакторные исследования твэлов и анализ качества оболочек твэлов, поставляемых ОАО ПНТЗ, которые затем с.н.а.ряжаются в твэлы на ОАО МСЗ. Основным результатом работ следует считать ужесточение требований по контролю, приемке готовых оболочечных труб на ПНТЗ, МСЗ и некоторое улучшение качества оболочек. Как показа-

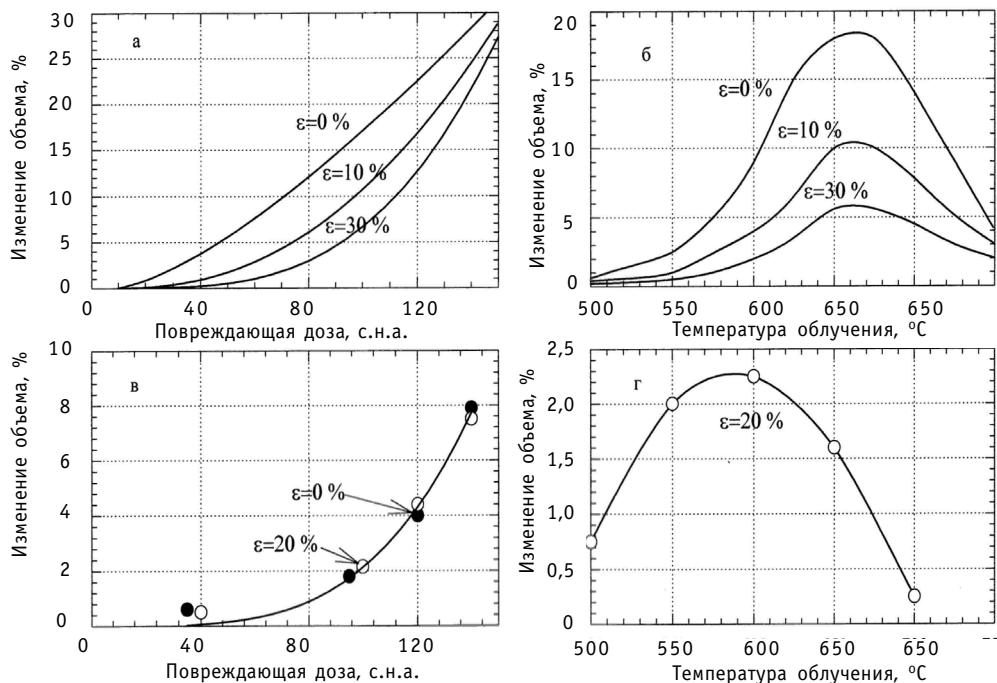


Рис. 9. Радиационное распухание сталей ЭИ-847 (а, б), ЧС-68 (в, г) с различной степенью холодной деформации в зависимости от повреждающей дозы (а, в) при температурах облучения 600°C (в), 650°C (а) и температуре облучения ионами  $\text{Cr}^{+3}$  с энергиями 1 МэВ (а, б), 3 МэВ (в, г) при повреждающей дозе 100 с.н.а. [данные ХФТИ]

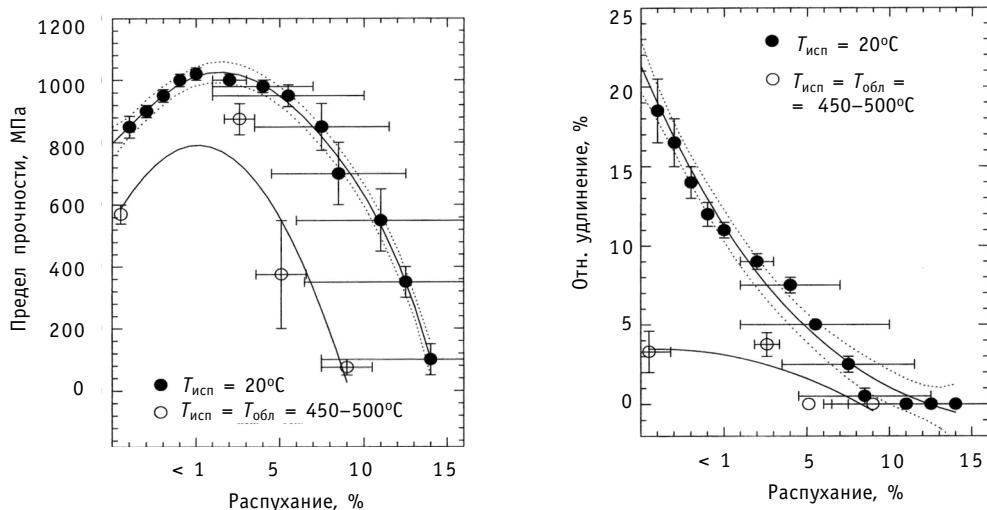


Рис. 10. Зависимость механических свойств оболочек твэлов из стали ЧС-68 х.д. в зависимости от изменения объема при температурах максимального распухания

ли результаты измерений систем КГО при отмывках 2001–2004 гг. (после 41–46 МК), негерметичных твэлов изготовления 1998–2001 гг. не было.

### Топливо

Характер структуры топлива и параметры выделения из него газообразных осколков деления (рис. 13) твэлов ТВС после эксплуатации в течение 560 эф.сут являются типичными и сопоставимыми с ранее полученными данными. По данным

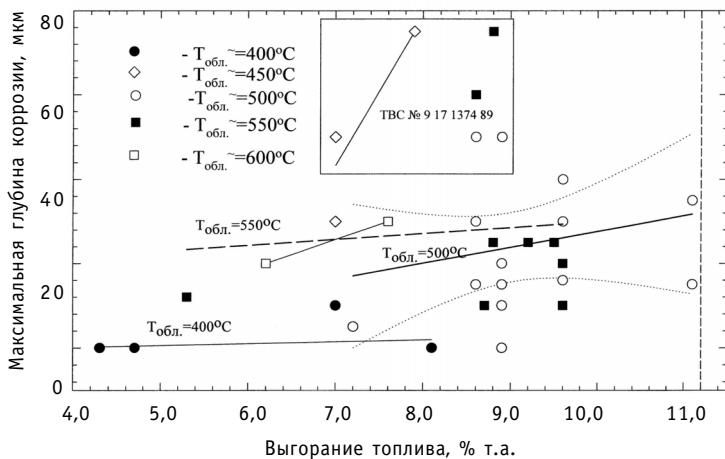


Рис. 11. Глубина коррозионного повреждения внутренней поверхности оболочек твэлов из стали ЧС-68 х.д. в зависимости от выгорания топлива и температуры облучения (на вставке – глубина коррозии для ТВС с максимальной повреждающей дозой 94 с.н.а.)

СФНИКИЭТ/ИРМ микроструктура топлива практически не отличается от типичной структуры диоксида урана, характерной для ЗМО реактора и формирующейся на ранней стадии облучения. Топливный сердечник при линейной нагрузке более 25 кВт/м имеет трехзонное строение: периферийная область с мелким зерном размером 15–30 мкм, область равноосных зерен более крупного размера, зона столбчатых зерен вокруг центральной полости (в самой верхней части а.з. зона столбчатых зерен в сердечниках отсутствует. Топливные втулки подвержены растрескиванию, типичному для высокотемпературных условий в активной зоне реактора БН-600. Над тангенциальными трещинами преобладают радиальные трещины, наблюдаемые в более низкотемпературной области. Радиальный зазор между оболочками и сердечниками твэлов сохраняется в пределах 0,05–0,30 мм на всех исследованных твэлах. Диаметр центральной полости сердечников меняется в

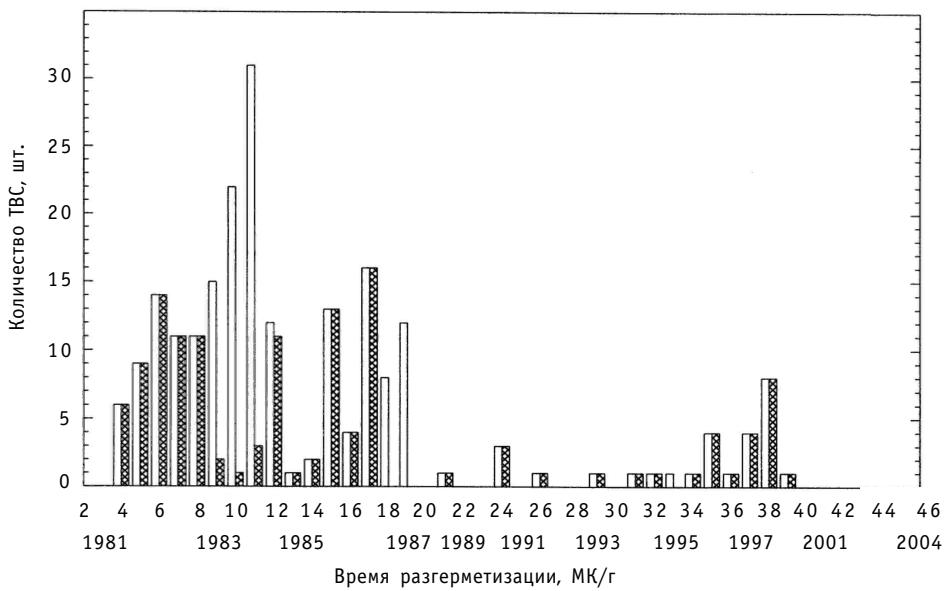


Рис. 12. Количество ТВС с разгерметизировавшимися твэлами в зависимости от времени эксплуатации реактора БН-600 (светлые значки – общее количество, темные – по а.з.)

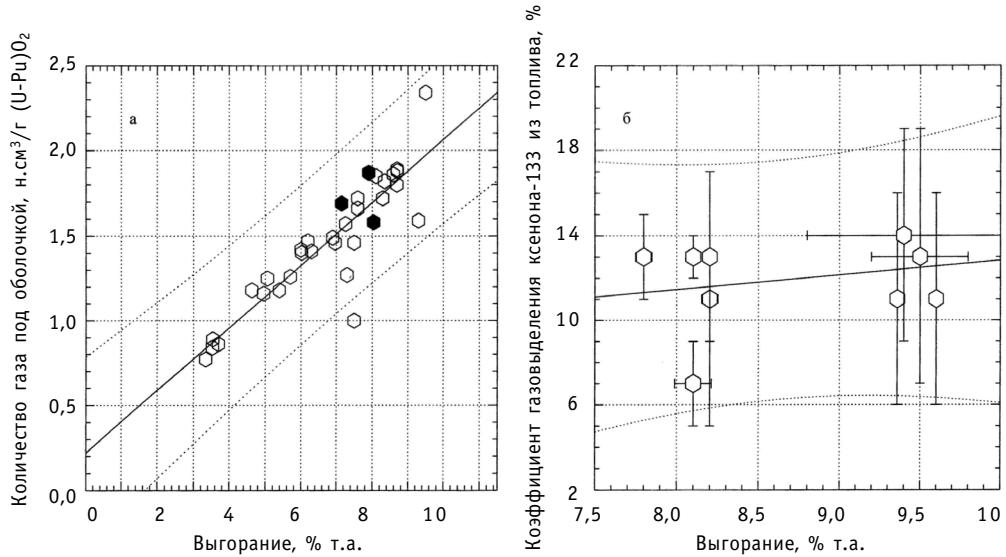


Рис. 13. Относительное содержание внутритвэльного газа (а) и относительный выход ксенона-133 из топлива в зависимости от выгорания штатного топлива (темные значки – твэлы с наработкой 559 эф.сут)

процессе эксплуатации относительно исходного значения. Вероятно, изменения диаметра обусловлены осевым массопереносом топлива, имеющим незначительную аксиальную неравномерность.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате анализа совокупности факторов (часть которых рассмотрена в данной работе), определяющих ресурс реакторных сборок и активной зоны в целом, установлено, что наиболее критичными из изученных являются факторы, обуславливающие работоспособность твэлов и приводящие к их разгерметизации. Это такие, как радиационное распускание оболочек и деградация их механических свойств во взаимосвязи с исходным состоянием, которое, в свою очередь, зависит от технологических особенностей и качества изготовления оболочек. Механические свойства в значительной мере зависят от распускания.

Достигнутые к началу 90-х годов уровни выгорания и повреждающей дозы – логический результат работ, проводимых по совершенствованию конструкционных материалов ТВС и твэлов. Фактическое прекращение в прошлое десятилетие широкомасштабных исследований по повышению радиационной стойкости материалов привело к ослаблению авторского сопровождения штатного материала оболочек твэлов БН-600 и к деградации ее служебных свойств.

Возрождение интереса к вопросам качества оболочечных труб всех заинтересованных предприятий дает надежду вернуть служебные свойства оболочек из стали ЧС-68 х.д. на уровень лучших результатов, полученных на экспериментальных твэлах. Реальным подтверждением значимости результатов проводимых работ по повышению качества может служить практически полное отсутствие негерметичных твэлов в а.з. БН-600, изготовленных в 1998–2001 гг. после выполнения мероприятий по ужесточению контроля приемки готовых труб.

Повышение служебных свойств промышленной стали ЧС-68 х.д. (возврат на уровень качества оболочек экспериментальных партий и удержание этого уровня) является в настоящее время главной задачей, позволяющей гарантированно эксплуатировать активную зону третьей модернизации с выгоранием ~11% т.а. С

учетом этого условия сталь ЧС-68 х.д. рекомендована для применения в качестве материала оболочек твэлов на выгорание ~ 11% т.а.

Дальнейшее совершенствование этой аустенитной стали должно проводиться с целью реализации скрытого ресурса служебных свойств, который отчетливо проявляется в разбросе исходных и радиационных свойств в зависимости от технологических параметров, температуры облучения, повреждающей дозы. Реальным пределом улучшения этой стали является достижение выгорания штатного топлива реактора БН-600, равного 12–12,5% т.а. Такую цель представляется возможным реализовывать по направлениям:

- на базе существующего фактического материала по физическим процессам, протекающим в материале на всех этапах изготовления оболочек и в процессе эксплуатации, совместными усилиями ВНИИНМ, ФЭИ, СФНИКИЭТ, ОКБМ, БАЭС, МСЗ, ПНТЗ должен быть проведен полный анализ, в результате которого устанавливается объем необходимых фундаментальных и материаловедческих исследований в обоснование совершенствования технологии изготовления и контроля качества элементов;
- на основе результатов исследований должны быть откорректированы НТД, технологии выплавки металла, изготовления и методы контроля качества труб на всех этапах производства.

### **Литература**

1. Забудько Л.М., Лихачев Ю.И., Прошкин А.А. Работоспособность ТВС быстрых реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 166 с.
2. Решетников Ф.Г., Романеев В.В., Медведева Е.А. и др. Разработка радиационно стойких нержавеющих сталей для чехлов ТВС реакторов на быстрых нейтронах/Радиационное материаловедение: Тр. Международной конф. по радиационному материаловедению (Алушта 22-25 мая 1990 г.). Т. 3. – Харьков, 1990. – С. 43-48.
3. Васина Н.К., Гришмановская Р.Н. и др. Влияние больших повреждающих доз нейтронного облучения на аустенитную и ферритно-маргентитную стали для активной зоны быстрых реакторов/Радиационное материаловедение: Тр. Международной конф. по радиационному материаловедению (Алушта 22-25 мая 1990 г.). Т. 3. – Харьков, 1990. – С. 35-42.
4. Быков В.Н., Вахтин А.Г., Дмитриев В.Д. и др. Исследование распускания конструкционных сталей карбидной зоны реактора БР-5//Атомная энергия. – 1978. – Т. 44. – Вып. 3. – С. 228-231.
5. Красноселов В.А., Косенков В.М., Лобода Е.М. и др. Материаловедческие исследования гильзы компенсирующего стержня реактора БОР-60 после облучения флюенсом  $1.6 \cdot 10^{23}$  нейтр./ $\text{cm}^2$  ( $E > 0.1$  МэВ)//Атомная энергия. – 1993. – Т. 75. – Вып. 3. – С. 167-175.

Поступила в редакцию 14.02.2005

## О РАДИАЦИОННОМ РАСПУХАНИИ СТАЛЕЙ В НЕЙТРОННОМ ПОЛЕ БЫСТРОГО РЕАКТОРА

**Е.А. Козманов**

Белоярская АЭС, г.Заречный



В настоящее время накоплен большой экспериментальный материал, подтверждающий справедливость того, что возникновение пор в стали при реакторном облучении является следствием неравновесных деформаций под действием структурных напряжений, вызванных процессами образования вторичных фаз на фоне деградированных внутренних связей. Потеря фазовой стабильности является причиной существенного изменения физико-механических свойств облучаемых материалов. Размер и концентрация пор и выделений зависит от температуры. В настоящей работе феноменологическое описание процесса распухания сталей в нейтронном поле быстрого реактора приводится на основании соответствующих экспериментальных данных.

Выбор материалов для узлов быстрого реактора при флюенсе  $3 \cdot 10^{23} \text{ н/см}^2$  и температурах  $300 \div 700^\circ\text{C}$  представляет достаточную сложность, поскольку из практики известно, что распухание аустенитных хромоникелевых сталей достигает  $10 \div 30\%$ . Недопустимо большое распухание сопровождается деградацией механических свойств, ведет к заклиниванию элементов активной зоны, уменьшению проходных сечений теплоносителя, появлению дополнительных напряжений, влияющих на работоспособность конструкций. Радиационное распухание становится основной преградой на пути создания работоспособных и экономичных быстрых реакторов [1].

Причинный механизм этого явления не раскрыт до сих пор. Основной предпосылкой существующих теорий распухания [2] является предположение об асимметрии в способности дислокаций поглощать междуузельные атомы и образующиеся ваканции, следствием чего является преимущественный приток междуузельных атомов на дислокации и объединение вакансий в эмбрионы пор, которые растут в процессе облучения.

Заложенные в этот механизм аксиомы: выбивание нейtronами атомов из узлов решетки, выборочная диффузия, рост пор – не нашли экспериментального подтверждения. Напротив, возникают вопросы: почему радиационно-индуцированные фазообразования остаются стабильными сколь угодно долго при том же нейтронном воздействии; чем вызывается диффузия атомов против градиента концентраций (сегрегация отдельных элементов); за счет чего и какие напряжения создаются «пустотой» для разрыва кристаллических связей при слиянии пор и др. Об ограниченности теоретических моделей распухания свидетельствует и то, что ни одна из них не различает типа стали и не действует во всем температурном диапазоне.

Одной из причин существенного изменения физико-механических свойств облучаемых материалов является потеря фазовой стабильности. Независимо от повреждающей дозы, размер и концентрация пор и выделений зависят от температуры, причем с резким перегибом после 430°C [3].

Экспериментальные данные явственно указывают на существование температурной зависимости распухания, доминирующей над влиянием набранной повреждающей дозы. Например, при изменении температурного режима ТВС БОР-60 [4] температура резко снизилась после половины интервала и стабилизировалась на другом уровне, разница температур оболочки на выходе из зоны составила 45°C. При максимальной повреждающей дозе 56 с.н.а. большинство твэлов обнаружили два четких максимума формоизменения, расположенных несимметрично относительно центра активной зоны на расстоянии 150 мм друг от друга. Результаты гидростатического взвешивания и трансэмиссионной электронной микроскопии (ТЭМ) (рис. 1) подтвердили наличие двух максимумов распухания. В реальных кристаллах всегда имеются дефекты разного типа, и в первую очередь, структурные вакансии. Образование и наличие вакансий не обуславливаются только нейтронным облучением. Известны ситуации и с образованием несплошностей, в том числе и пор, без участия облучения в процессе рекристаллизации метастабильных твердых растворов. На рис. 2а процесс рекристаллизации в сплаве Ni<sub>3</sub>Al (деформация при 1100°C) при высокой степени деформации сопровождается массовым зарождением на границах клиновидных трещин, которые через непродолжительное время приобретали овальную форму; на рис. 2б в сплаве Ni-HfO<sub>2</sub> (отжиг 1100°C, 100 ч) при рекристаллизации на частицах наблюдаются поры (отмечены стрелками), образующиеся при появлении и достижении частиц определенных размеров [5].

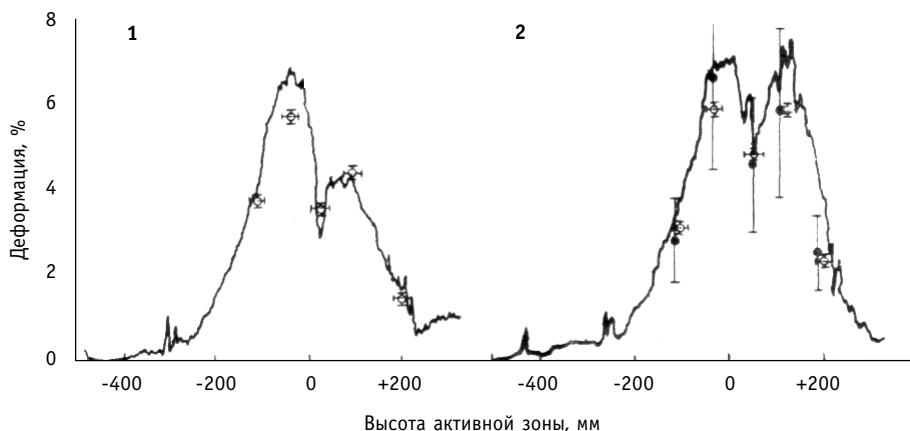


Рис. 1. Изменение по высоте активной зоны общей деформации твэла №10 (1) и №4 (2) (—) и деформации за счет распухания, определенной методом измерения плотности (○) и ТЭМ (●) [2].

Атомы могут образовывать любую кристаллическую решетку, но реально устойчивой является та, где меньше запас свободной энергии. При изменении температуры и давления устойчивой может оказаться решетка другого типа. В термодинамике это явление рассматривается как фазовый переход II рода [6], а в металловедении – как аллотропные превращения [7]. Превращение одной кристаллической формы в другую сопровождается поглощением тепла и происходит при постоянной температуре. Все самопроизвольно протекающие превращения вызываются тем, что новое состояние в новых условиях более устойчивое и обладает меньшим запасом энергии. Система переходит из одного состояния в другое только с понижением свобод-

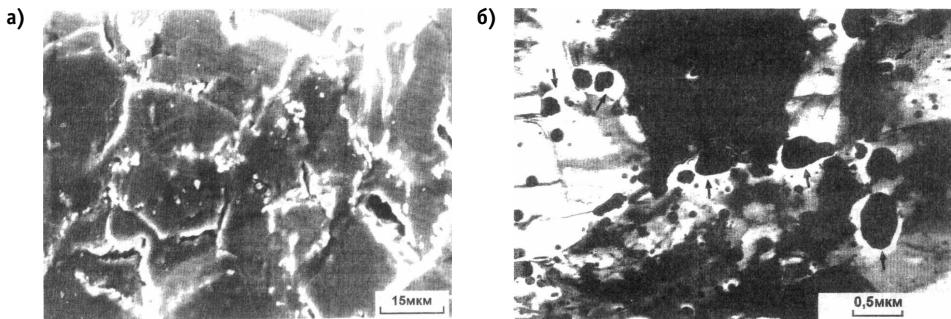


Рис. 2. Примеры образования несплошностей при рекристаллизации

ной энергии  $F = U - TS$  ( $U, S, T$  – внутренняя энергия системы, энтропия и температура соответственно). Но сам процесс перехода в другое состояние требует затраты энергии на образование поверхности раздела частицы новой фазы.

$$\Delta\Phi = S\sigma - V \cdot \Delta F, \quad (1)$$

где  $S$  – поверхность,  $\sigma$  – поверхностное натяжение,  $V$  – объем,  $\Delta F$  – разность свободных энергий начального и конечного состояний.

Превращение произойдет только тогда, когда выигрыш в энергии перехода в более устойчивое состояние будет больше потери энергии, идущей на образование поверхности раздела

$$\Delta\Phi = 4\pi r^2\sigma - 4/3\pi r^3\Delta F, \quad (2)$$

где  $r$  – радиус новой фазы.

Каждой температуре отвечает определенный размер устойчивого зародыша новой фазы. Чем ниже температура (больше переохлаждение), тем меньший размер имеет зародыш и больше центров рекристаллизации. Большой температуре соответствует больший критический размер зародыша и меньшее количество центров. Новые аллотропические формы в однородной фазе образуются благодаря флуктуациям появления термодинамически устойчивых кристаллов, аналогично кристаллизации из жидкого состояния [5].

Дополнительная энергия для перескока энергетического барьера приобретается за счет тепловых флуктуаций. Причем, чем ниже температура, тем значительнее флуктуация должна превышать энергию тепловых колебаний  $\Delta F \gg kT$  [8]. В реакторных условиях флуктуация тепловых колебаний отдельных атомов усиливается за счет энергии рассеивания потоков нейтронов и высокоэнергетических гамма-квантов.

В условиях установившегося во времени статистического макрораспределения температуры по реактору, температура в элементарном объеме будет испытывать

флуктуации вблизи определенной точки в пределах  $\langle(\Delta T)^2\rangle = \frac{T^2}{C_V}$ , где  $C_V$  – теплоемкость тела в целом. Достигение термодинамическими функциями условий фазового перехода II рода обуславливается вероятностным характером энергетического состояния в отдельном элементарном объеме [6].

Необходимо отметить, что изменение трансляционной симметрии кристалла при фазовом переходе II рода (аллотропическом превращении) может состояться лишь при увеличении элементарной ячейки при неизменном кристаллическом классе, либо с уменьшением компактности при неизменной ячейке. Например, превращение  $\text{Fe}^\gamma \rightarrow \alpha$  должно сопровождаться увеличением объема на 9%. На самом деле одновременное компенсационное уменьшение атомного радиуса приводит к увеличению на уровне 1%. Но структурные напряжения, вызванные изменением элементарного объе-

ма, вызывают пластическую деформацию, дробление блоков внутри зерен; при значительных изменениях – изменение формы зерен; между зернами, а то и внутри них, образуются трещины [5]. Тем более образование любых вторичных фаз в теле самой компактной ГЦК структуры проходят с увеличением объема.

Давно отмечено, что склонность метастабильных сталей к накоплению повреждаемости ведет к зависимости от степени допустимой деформации и требует времени и условий для устранения полученных несплошностей [5]. Релаксация повышенных напряжений и внутренняя деформация происходят за счет ползучести в зависимости от уровня напряжений, температуры и структурного состояния материала в данный момент. Из аналогии со структурными изменениями под напряжениями, вызванными деформацией, либо при изменении форморазмеров частиц (рис. 2), следует, что при интенсивных фазовых перестроениях под облучением релаксация напряжений и устранение несплошностей могут не происходить, если их образование выходит за пределы стадии упругоравновесного состояния.

В последнее время чаще обращается внимание на аналогию между равновесными и неравновесными фазовыми переходами. Особенностью быстрого реактора является то, что помимо установившегося на оболочке в процессе теплопередачи уровня температур происходит накачка материала оболочки энергией за счет рассеяния нейтронов. Дополнительно внесенная в матрицу энергия создает ситуацию постоянного стоп-кадра «перегрева» – повышенной флюктуации свободной энергии, повышая вероятность актов образования вторичных фаз. Подобный уровень «перегрева» можно наблюдать только в быстром реакторе с высокими нейтронными потоками и жидкокометаллическим теплоносителем. По законам классической термодинамики параметры новых фаз зависят от степени перегрева: при низких температурах устойчивыми являются мелкие фазообразования в больших концентрациях; при высоких температурах – фазы больших размеров, но в малых количествах [7].

Экспериментально установлена взаимосвязь температурных областей фазовой нестабильности в максимуме распухания – пропадают вторичные карбиды титана (МС) с образованием богатой титаном G-фазы, связанные с порами (наблюдаются также фаза Лавеса и  $M_{23}C_6$ ). Очевидна связь распухания со степенью некогерентности образующихся вторичных фаз с матрицей [8]. Новые структуры вызывают значительные внутренние напряжения. Релаксация этих напряжений сопровождается либо постепенным блочным изменением решетки через дислокационные перестройки, либо (в зависимости от состояния внутренних связей или при большой интенсивности процесса) приводит к образованию несплошностей, которые принимают вид пор, по форме и размерам зависимых от соседних кристаллических образований. Отсюда корреляция между распуханием и радиационной ползучестью [2].

Из результатов наблюдений микроструктуры модельных сплавов, облученных в FFTF, установлено, что распухание при нейтронном облучении сильно зависит от соотношения реализации точечных дефектов на дислокациях и на порах – рис. 3 [9].

$$Q = \frac{Z_d \rho}{4\pi r_c N_c}, \quad (3)$$

где  $Z_d$  – изменение дислокации,  $\rho$  – плотность дислокаций,  $r_c$  – радиус пор,  $N_c$  – плотность пор.

В интерпретации предложенного подхода (рис. 4) результат демонстрирует то, что на первой стадии происходят локальные фазообразования с изменением структуры, когда нарушения порядка и внутренние напряжения переводятся в сетку дислокаций по механизмам индуцируемой ползучести – инкубационная доза. На второй стадии структурные изменения приводят к частичному нарушению внутренних связей

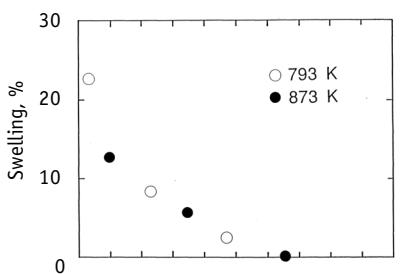


Рис. 3. Зависимость распухания от параметра  $Q$  [9]

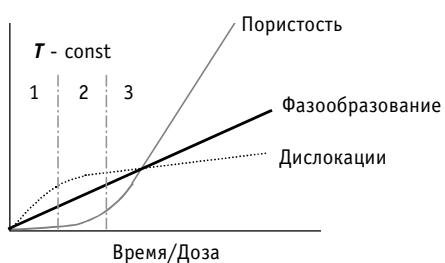


Рис. 4. Развитие процессов фазообразования, пористости и сетки дислокаций от времени (набора дозы)

дальнего порядка, возникающие напряжения включают механизм скольжения—переползания дислокаций, в отдельных случаях рекристаллизация сопровождается образованием пор, начинается изменение механических свойств. На третьей стадии, на фоне деградации механических свойств, локальные структурные деформации и отсутствие возможности релаксации внутренних напряжений ведет к разрушению структуры и интенсивному образованию пор. Интенсивность облучения, как и любое внешнее воздействие, усиливает флуктуации термодинамических функций и, тем самым, влияет на повышение вероятности фазообразований.

Ключевым в понимании радиационного распухания является не то, что под облучением аустенитных сталей наблюдаются поры (они наблюдаются в широком диапазоне температур от 370 до 530°C), а то, что максимум распухания приходится на область, где обязательно присутствуют крупные фазообразования до 80 нм. Набухание структуры происходит по двум направлениям: за счет увеличения занимаемого объема при фазовом переходе и за счет возникновения пор в структурных искажениях матрицы, вызванных этими фазообразованиями.

Преимущества предложенного подхода к объяснению явления распухания в условиях радиационного воздействия:

- распространяет действие на весь диапазон реакторных температур и все марки аустенитных сталей;
- позволяет объяснить уникальную стойкость к распуханию сталей с ОЦК-решеткой;
- термические процессы под облучением описывает законами термодинамики как частный случай в рамках общего материаловедения;
- объясняет такие нюансы, как стабильность вторичных фазообразований, температурное распределение крупных и мелких пор, присутствие пор совместно с фазами и врозь.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В твердом теле всегда идет релаксация, т.е. переход сплава как термодинамической системы, в более стабильное состояние. При температурах  $(0,3 - 0,4)T_{\text{пл}}$  этот переход осуществляется бездиффузионным путем за счет образования и скольжения дислокаций, формирования или разрыва межатомных связей в устье микротрещин и другими способами. При облучении релаксация не успевает за процессом рекристаллизации, вероятностное проявление которого усиливается из-за повышения флуктуации свободной энергии.

В настоящее время накоплен большой экспериментальный материал, подтверждающий справедливость того, что возникновение пор в стали при реакторном облучении является следствием неравновесных деформаций под действием структурных напряжений, вызванных процессами образования вторичных фаз на фоне деградированных внутренних связей.

### **Литература**

1. *Паршин А.М.* Структура и радиационное распухание сталей и сплавов. 669.1 П18. – 1983.
2. Разработка, производство и эксплуатация тепловыделяющих элементов энергетических реакторов/Под ред. Ф.Г. Решетникова. – М.: Энергоатомиздат, 1995.
3. *Бакай А.С., Бородин О.В., Воеводин В.Н. и др.* Стабильность выделений вторых фаз при высокодозном облучении/ III Международная конференция по РМ. – Димитровград, 1992.
4. *Неустроев В.С., Островский В.С., Тенковцев А.А. и др.* Влияние изменения температурного режима облучения твэлов реактора БОР-60 на их распухание// ВАНТ. Сер.: Материаловедение и новые материалы. – Т. 2. – 1992. – С. 50-58.
5. *Колобов Ю.Р.* Диффузионно-контролируемые процессы на границах зерен и пластичность металлических поликристаллов. – Новосибирск: Наука, 1998. – С. 112-145.
6. *Ландау Л.Д., Либшиц Е.М.* Теоретическая физика. Ч.1. Статистическая физика. – М: Наука, 1976.
7. *Гуляев А.П.* Материаловедение. – М.: Оборонгиз, 1963.
8. *Целищев А.В.* Структурно-фазовые изменения в оболочках твэлов из сталей аустенитного и ферритно-марテンситного классов при облучении до высоких доз/ Автореферат. – М.: Ротопринт ВНИИНМ, 1993.
9. *Sekimura Naoto and Ishino Shiori* Microstructural evolution and swelling in austenitic steels under irradiation/ Семинар СНГ–Япония «Изучение влияния внутриреакторного облучения на конструкционные материалы быстрых реакторов» (10-17 мая 1992 г.) – Обнинск, 1992.

Поступила в редакцию 14.02.2005

# ПОДТВЕРЖДЕНИЕ ПРОЕКТНОГО РЕСУРСА ОПЫТНЫХ СТЕРЖНЕЙ АЗ С РЕФАБРИЦИРОВАННЫМ КАРБИДОМ БОРА ПОСЛЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРЕ БН-600

**А.И. Карпенко\*, Е.А. Козманов\*, В.В. Мальцев\*, А.В. Захаров\*\*,  
В.Д. Рисованый\*\*, А.А. Худяков\*\***

\*Белоярская АЭС, г. Заречный

\*\*ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», г. Димитровград



Представлены основные результаты реакторных испытаний и комплекса научно-исследовательских работ, выполненных ГНЦ РФ НИИАР и БАЭС, в обоснование использования в быстром реакторе стержней АЗ с рефабрицированным карбидом бора. Опытные стержни отработали в реальных условиях без замечаний и не имели каких-либо повреждений, изменений размеров и формы. Совокупность результатов реакторных испытаний, первичных и материаловедческих послереакторных исследований опытных стержней АЗ позволяет рекомендовать к использованию конструкцию этих стержней в качестве штатной для стержней АЗ реактора БН-600 с ресурсом 580 эфф. сут.

Действующая в настоящее время «Программа НИР и ОКР в области органов регулирования реактора БН-600 на период 2000-2005гг.» направлена на повышение технико-экономических параметров стержней СУЗ. В качестве путей достижения этой цели рассматриваются:

- повышение назначенного ресурса стержней за счет внедрения новых конструкционных материалов и конструкторских решений;
- применение рефабрицированного поглотителя (карбида бора) в стержнях аварийной защиты (АЗ).

Опытные стержни АЗ РНАТ-006 и РНАТ-007 были изготовлены с использованием конструкционных материалов с улучшенными физическими свойствами. В качестве поглощающего материала в этих стержнях применен рефабрицированный карбид бора высокого обогащения по  $^{10}\text{B}$ , полученный путем химической переработки карбида бора из отработавших штатных стержней АЗ реактора БН-600.

Стержень АЗ на сегодняшний день является самым дорогим элементом активной зоны. Его стоимость в ~1,5 раза превышает стоимость ТВС самого большого (26%) обогащения топлива. Доля стоимости карбида обогащенного бора в стоимости самого стержня составляет почти 70%. Применение технологии рефабрикации обогащенного карбида бора, используемого в стержнях АЗ реакторов на быстрых нейтронах, дает возможность создания замкнутого цикла с многократным возвратом доро-

© А.И. Карпенко, Е.А. Козманов, В.В. Мальцев, А.В. Захаров, В.Д. Рисованый,  
А.А. Худяков, 2005

гостоящего поглотителя в реактор с одновременной утилизацией отработавших изделий.

Важным этапом работ в этом направлении, начатых в 1992 г., стала разработка и изготовление двух опытных стержней А3 для реактора БН-600. В августе 1999 г. стержни были изготовлены, приняты приемочной комиссией и переданы на Белоярскую АЭС. В техническом проекте предусматривалась эксплуатация опытных стержней РНАТ-006 и РНАТ-007 при работе реактора на номинальной мощности до 580 эфф. сут. В апреле 2000 г. был поставлен в реактор БН-600 на эксплуатацию стержень РНАТ-007, а в октябре 2001 г., после его извлечения и отправки на исследования, установлен стержень РНАТ-006. Данные по условиям эксплуатации приведены в табл. 1. Замечаний по эксплуатации стержней не было.

Таблица 1

**Основные параметры эксплуатации стержней А3**

№ п/п.	Характеристика	РНАТ-007	РНАТ-006
1.	Даты загрузки / выгрузки стержня в реактор	11.04.00 19.10.01	19.10.01 21.10.03
2.	Календарные сутки	556	732
3.	Эффективные сутки	428	570
4.	Физическая эффективность,% $\Delta k/k$	0,47±0,52	0,47±0,56
5.	Флюенс, $\times 10^{23}$ н/см <sup>2</sup> на пэл: E>0,1МэВ E>0 МэВ на хвостовике: E>0,1МэВ E >0 МэВ	0,24 0,39 1,28 2,19	0,37 0,61 1,71 2,95
6.	Повреждающая доза, с.н.а. на пэл: на хвостовик:	10,1 54,3	15,7 71,7
7.	Количество плановых остановов	3	4
8.	Время падения стержня в зону, с	0,67±0,72	0,68±0,78

Начальная физическая эффективность стержня А3 РНАТ-007 превышала среднюю физическую эффективность штатных стержней (сб.1663) в среднем на 12%. Превышение начальной физической эффективности РНАТ-006 над средней физической эффективностью штатных стержней А3 (сб. 1663) составило 16%. Физическая эффективность опытных стержней соответствовала значению, приведенному в проектных материалах на опытный стержень (0.50% $\Delta k/k$ ).

Экспериментальные данные для обоснования работоспособности стержней А3 с рефабрицированным карбидом бора на полный ресурс 580 эфф. сут получены при послереакторных исследованиях стержней А3 РНАТ-007, который отработал в реакторе БН-600 в течение 427,9 эфф. сут и РНАТ-006 – после 570 эфф. сут.

Стержень А3 РНАТ-007 (рис. 1) состоит из головки с удлинительным звеном (верхняя часть) и нижней части (поглощающая часть с хвостовиком). Верхняя и нижняя части стержня соединены между собой шарниром. Поглощающая часть содержит 7 негерметичных пэлов (рис. 2) диаметром 23 мм, заключенных в кожух Ø 73 мм. Оболочки пэлов, концевые детали и дистанционирующая проволока изготовлены из стали ЭИ-847 х.д. Для изготовления головки и верхнего удлинительного звена, шарнира и хвостовика использована сталь 05Х12Н2М. Для изготовления чехловой трубы поглощающей части стержня использована сталь ЭП-450.

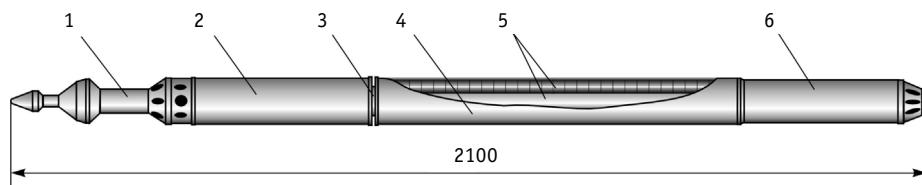


Рис. 1. Конструкция опытного стержня АЗ PHAT-007: 1 – головка; 2 – верхнее удлинительное звено; 3 – шарнир; 4 – поглощающее звено, 5 – пэлы; 6 – нижний хвостовик

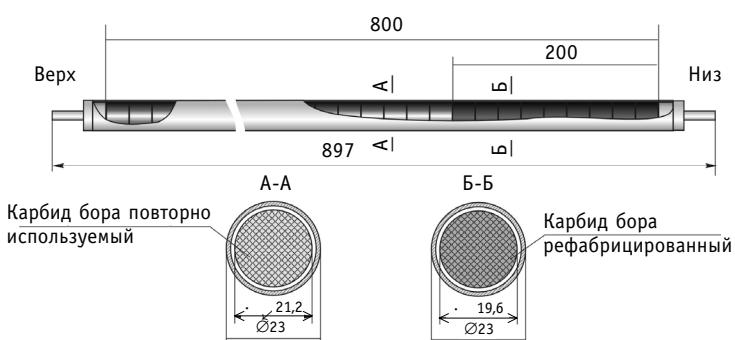


Рис. 2. Поглощающий элемент опытного стержня АЗ PHAT-007:  $\varnothing$  19,6 мм и обогащения по  $^{10}\text{B}$  79,6% ат., ~ 600 мм в верхней части пэл – вкладыш, извлеченные целями из пэлов отработавших стержней АЗ 1663, диаметр  $\leq$  21,2 мм и обогащение по  $^{10}\text{B}$  80,2% ат.

Пэлы снаряжены цилиндрическими вкладышами из карбида бора высокого обогащения по  $^{10}\text{B}$ . Высота столбов вкладышей составляет ~ 800 мм, из них ~ 200 мм в нижней части пэлов составляют вкладыши из рефабрицированного карбида бора.

В стержне PHAT-006 по всей длине пэла применяется рефабрицированный карбид бора, полученный путем химической переработки карбида бора из отработавших штатных стержней.

При исследованиях в ГНЦ РФ НИИАР по обоим опытным стержням были получены близкие результаты.

Следов механического и коррозионного повреждения не обнаружено. Искривлений чехловой трубы и хвостовика также не обнаружено. Поверхности деталей шарнира матовые, темно-серые с минимальным количеством отложений, слабо сцепленных с металлом. Подвижность шарнирного соединения не нарушена. Диаметр деталей, составляющих шарнирное соединение, 73,9–74,0 мм.

На наружной поверхности чехловой трубы рабочего звена также имелось небольшое количество отложений. Цвет поверхности темно-серый, поверхность матовая. Хвостовик выглядит более темным по сравнению с чехловой трубой, по-видимому, из-за более толстого слоя отложений.

Диаметр по длине чехловой трубы и хвостовика измеряли микрометром с точностью 0,01 мм в двух взаимно перпендикулярных плоскостях с шагом ~100 мм. Результаты измерений показали, что значения диаметров чехловых труб и хвостовиков находятся в пределах допуска на изготовление этих деталей и после эксплуатации не изменились.

Поверхность оболочек всех пэлов чистая, светло-серого цвета с характерным металлическим блеском. На некоторых пэлах вблизи верхних заглушек наблюдались отдельные пятна из продуктов выщелачивания натрия. Следов механического и коррозионного повреждения оболочек пэлов и заглушек не обнаружено. Все пэлы сохранили прямолинейность. Данные измерения диаметров пэлов свидетельствуют о

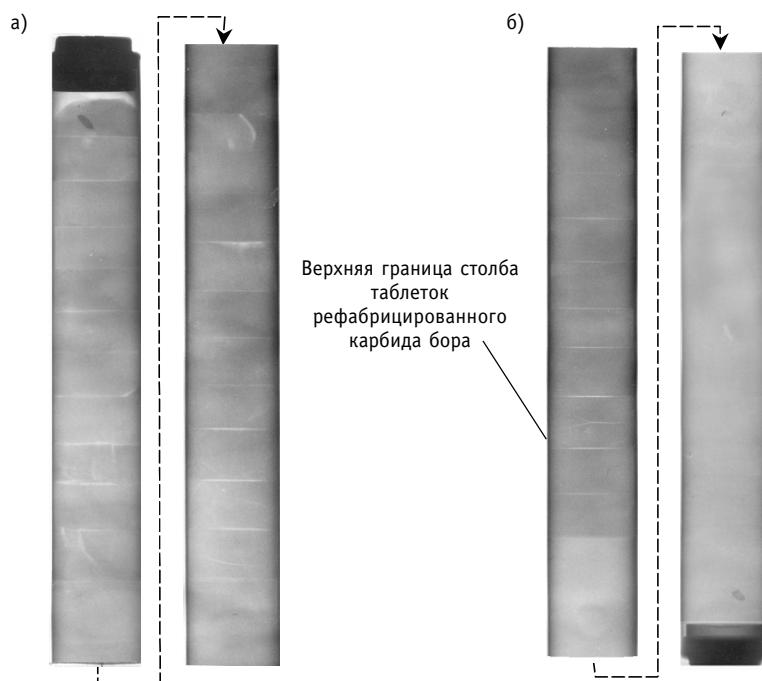


Рис. 3. Рентгеновские снимки концов периферийного пэла: а – верхний конец; б – нижний конец

том, что в результате эксплуатации стержней их диаметры не изменились.

Некоторые отличия отмечались по результатам рентгеновского просвечивания пэл и при проведении разделки пэл стержней PHAT-007 и PHAT-006.

При рентгеновском просвечивании PHAT-007 (рис. 3) четко видна граница рефабрицированного и повторно использованного карбида бора. В столбе рефабрицированного карбида бора (низ пэл) не видны границы между вкладышами. Столб повторно использованного карбида бора состоит из отдельных вкладышей, имеющих трещины произвольной ориентации. Зазор между столбом поглотителя и верхней заглушкой составляет ~3 мм.

Вкладыши из верхней части извлекали путем многократного повторения операций замачивания в спиртовом растворе и вытряхивания.

Верхнюю половину столба с рефабрицированным карбидом бора удалось извлечь в виде порошка и фрагментов вкладышей, которые не имели механической прочности и разрушались при прикосновении манипулятора. Нижние части пэлов были разрезаны алмазным кругом на отрезки длиной ~20 мм. При резке выкрашивания сердечника не наблюдалось. Вид поперечных сечений из низа пэла показан на рис. 4.

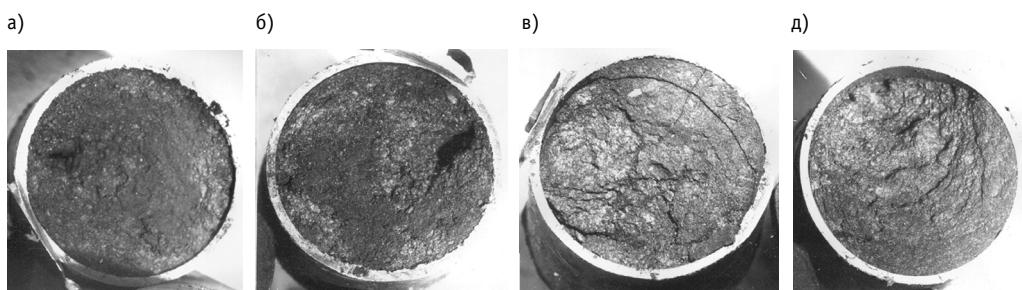


Рис. 4. Поперечные сечения периферийного пэла на различном расстоянии от низа столба поглотителя: а – 20 мм; б – 40 мм; в – 60 мм; д – 80 мм

Исходный диаметральный зазор 2 мм между вкладышами и оболочкой пэла выбран полностью. На уровне 80 мм от низа сердечник представляет собой плотную массу, сохраняющую рельефную поверхность хрупкого излома по месту разреза, наблюдаются крупные трещины. На уровне 0–60 мм от низа сечение сердечника представляет собой зернистую поверхность с рельефом, характерным для разрушения по слабо сцепленным границам зерен.

Вкладыши повторно использованного карбида бора извлекались из пэлов относительно свободно после выщелачивания натрия. Достаточно большое количество вкладышей сохранило целостность, часть вкладышей имеет сколы, некоторые разрушены на мелкие фрагменты. Из 5 периферийных пэлов было извлечено более 80 неразрушенных вкладышей. Измерениями с помощью микрометра было установлено, что значения их диаметров находятся в пределах 20,31–21,15 мм.

Рентгеновское просвечивание пэл РНАТ-006 показало однородный состав поглотителя по высоте и наличие аксиального зазора 20–21 мм. Структура поглотителя практически повторяла структурные особенности нижней части поглотителя стержня РНАТ-007 с рефабрицированным карбидом бора.

При изучении металлографических шлифов сварных соединений установлено, что во всех сварных соединениях стержня и пэлов отсутствуют непровары, поры, трещины, включения. На внутренней поверхности оболочек пэлов не обнаружено следов взаимодействия материала оболочки с рефабрицированным и повторно использованным карбидом бора и с натрием. Внешняя поверхность оболочек пэлов не имеет следов коррозионного и механического повреждений.

Микроструктура материала оболочек пэлов типична для аустенитной нержавеющей стали ЭИ-847 в холоднодеформированном состоянии и практически одинакова по длине пэлов. Микроструктура материала кожуха рабочего звена (сталь ЭП-450) не имеет принципиальных отличий микроструктуры материала в нижней и верхней частях чехловской трубы. Микроструктура стали 05Х12Н2М, из которой изготовлены хвостовик и шарнир стержня, также не имеет видимых отличий от исходной.

При определении выгорания изотопа  $^{10}\text{B}$  в пэлах опытных стержнях АЗ было установлено, что среднее по сечению пэла выгорание изотопа  $^{10}\text{B}$  в нижней части поглощающего сердечника не превышает 10%.

Были проведены рентгеноструктурные исследования карбида бора. Параметры кристаллической решетки показывают увеличение объема на 2,08% в карбиде бора повторно использованных вкладышей и уменьшение объема на 2,23% в рефабрицированном карбиде бора.

Таблица 2

### **Механические свойства облученной стали ЭИ847 х.д.**

Образцы	Флюенс, н/см <sup>2</sup> ( $E > 0,1\text{МэВ}$ )	T, °C	$\sigma_b$ , МПа	$\sigma_{0,2}$ , МПа	$\delta_p$ , %	$\delta_e$ , %
Верх пэла	Не установлен	20	933	793	8,0	12,9
		500	733	649	2,7	5,5
		550	684	630	1,8	4,1
Низ пэла	$2,4 \cdot 10^{22}$	20	1123	970	4,7	6,3
		500	792	706	2,4	3,1
		550	814	766	1,6	1,6
Низ пэла	$3,7 \cdot 10^{22}$	20	930	840	2,5	2,5
		500	740	700	1,8	1,8
		550	550	540	0,4	0,4

Результаты механических испытаний на растяжение кольцевых образцов материала оболочек пэлов при температурах 20, 500 и 550°C приведены в табл. 2.

## **ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ И ВЫВОДЫ**

1. Проведены реакторные испытания и послереакторные исследования опытных стержней А3 после эксплуатации в реакторе БН-600 в течение 427 и 570 эф. сут. Максимальные повреждающие дозы на оболочке поглощающих элементов и хвостовике стержня составили соответственно 15,7 и 71,7 с.н.а. Максимальное выгорание  $^{10}\text{B}$  на наружных поверхностях нижних вкладышей пэлов составило 24%.

2. Установлено, что в результате эксплуатации все элементы конструкции опытных стержней А3 сохранили целостность и прямолинейность. Подвижность шарнирного соединения не нарушена. Диаметры основных элементов конструкции (верхнего шарнира, чехловой трубы рабочего звена и хвостовика) не изменились.

3. Поглощающие элементы сохранили целостность и прямолинейность. Поверхность оболочек пэлов чистая, блестящая, без следов механического и коррозионного повреждений. Диаметры оболочек пэлов не изменились. Осевой зазор между столбом поглотителя из рефабрицированного карбида бора и заглушкой в верхней части пэла составляет 20÷21 мм, а верхние блочки сохранили форму.

4. Металлографическими исследованиями подтверждено отсутствие коррозионных и иных повреждений внутренних и наружных поверхностей оболочек пэлов, чехловой трубы рабочего звена и хвостовика.

5. Сварные соединения пэлов и стержня соответствуют требованиям чертежей и технических условий и не ограничивают работоспособность пэлов и стержня А3 в целом.

6. Механические свойства материала оболочек поглощающих элементов сохранились на достаточно высоком уровне. При температуре испытаний 500°C равномерное удлинение стали ЭИ-847 х.д. составляет в среднем  $(1,8\pm0,4)\%$ , а предел текучести –  $(700\pm40)$  МПа.

7. Материал рефабрицированного карбида бора после эксплуатации в нижней части пэла до высоты 150–200 мм представляет собой однородную массу, контактирующую с оболочкой пэла, но не оказывающую на нее заметного силового воздействия из-за отсутствия механической прочности. Выше 150–200 мм контакт оболочки и сердечника ослабевает, а поглотитель представляет собой порошок и фрагменты вкладышей, также не имеющих механической прочности.

8. Стержень конструкции РНАТ-006 отработал в реальных условиях без замечаний 570 эф.сут и не имел каких-либо повреждений, изменений размеров и формы. Результаты его эксплуатации можно считать прямым, необходимым и достаточным экспериментальным подтверждением проектного ресурса 580 эф.сут.

9. Совокупность результатов реакторных испытаний, первичных и материаловедческих послереакторных исследований опытных стержней А3 РНАТ-006 и РНАТ-007 позволяют рекомендовать данную конструкцию стержней А3 в качестве штатных стержней А3 реактора БН-600 на основе рефабрицированного карбида бора.

Поступила в редакцию 22.02.2005

# ОПТИМИЗАЦИЯ СТРУКТУРНОГО СОСТОЯНИЯ МАТЕРИАЛА ОБОЛОЧЕЧНЫХ ТРУБ ИЗ СТАЛИ ЧС68 В ХОЛОДНОДЕФОРМИРОВАННОМ СОСТОЯНИИ

**М.В. Баканов\*, В.В. Чуев\*, О.В. Крюков\*\*, А.В. Лукин\*\*,  
С.А. Бычков\*\*, Ю.П. Буданов\*\*\*, О.С. Коростин\*\*\*,  
А.В. Целищев\*\*\*, В.Б. Тарасюк\*\*\***

\* Белоярская АЭС, г. Заречный  
\*\* ОАО «Машиностроительный завод»  
\*\*\* ФГУП ВНИИНМ



Кратко описана технология изготовления особотонкостенных холоднодеформированных труб размером 6,9×0,4 мм из стали ЧС68. Рассмотрены пути совершенствования технологии изготовления твэлов с целью повышения их радиационной стойкости в реакторе БН-600. Показано, что трубы, изготовленные по усовершенствованной технологии, по характеристикам длительной прочности превосходят поставляемые ранее трубы.

## ВВЕДЕНИЕ

В качестве штатного материала оболочек твэлов реактора БН-600 используется сталь аустенитного класса ЧС68 в холоднодеформированном (х.д.) состоянии [1]. Использование данного материала обеспечило надежную работу активной зоны реактора БН-600 при проектном выгорании 10% т.а. и повреждающей дозе 75 с.н.а. [2,3]. В настоящее время осуществляется переход от активной зоны 01 М1 на активную зону 01М2 с максимальным выгоранием 11,2% т.а. и максимальной повреждающей дозой на твэл 82 с.н.а.

Анализ данных по распуханию материала оболочек твэлов (рис.1), изготовленных из стали ЧС68 х.д. и эксплуатировавшихся в реакторе БН-600 на разных стадиях освоения этого материала, показывает, что все данные распадаются на два массива: массив данных, полученный на экспериментальных ТВС, и массив, относящийся к штатным ТВС. Существенное отличие в таких параметрах, как величина и скорость распухания оболочек твэлов штатных и экспериментальных ТВС обусловлено снижением уровня служебных свойств оболочек промышленного изготовления в исходном состоянии. Разброс свойств при больших дозах облучения свидетельствует о резерве повышения выгорания, и выход на нижнюю границу «веера» (см. рис.1) разброса свойств путем оптимизации химического состава и структуры оболочек из стали ЧС68 х.д. может увеличить ресурс примерно на 20 с.н.а.

© М.В. Баканов, В.В. Чуев, О.В. Крюков, А.В. Лукин, С.А. Бычков, Ю.П. Буданов, О.С. Коростин, А.В. Целищев, В.Б. Тарасюк, 2005

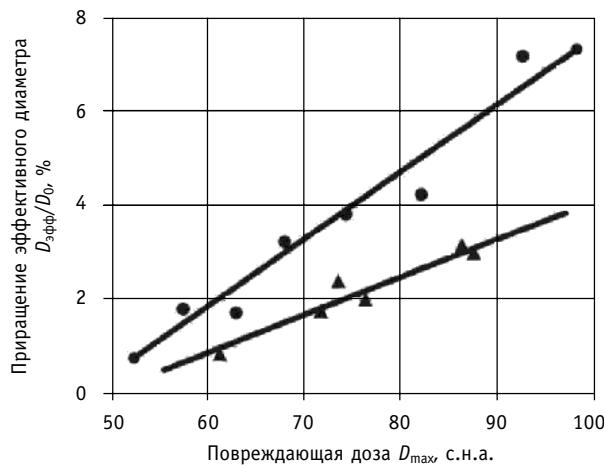


Рис. 1. Зависимость формоизменения оболочек твэлов из стали ЧС68 от повреждающей дозы ( $T = 450 - 490^\circ\text{C}$ ):  
 ▲ массив1; ● массив2

### ПУТИ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ СТРУКТУРЫ И ТЕХНОЛОГИИ ИЗГОТОВЛЕНИЯ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ИЗ СТАЛИ ЧС68 х.д.

Появление первых признаков снижения радиационной стойкости оболочек твэлов из стали ЧС68 х.д. побудило к проведению работ по выявлению факторов, обусловивших такое поведение материала.

Прежде всего, внимание было обращено на операцию контроля герметичности готового твэла, в ходе которой допускался нагрев оболочки твэла до  $650^\circ\text{C}$  и выдержка при этой температуре до 6 ч. С позиций сохранения исходного холоднодеформированного состояния была определена допустимая температура нагрева оболочек  $(500 + 50)^\circ\text{C}$  при максимальном (суммарном) времени выдержки не более 5 ч.

На основании проведенного статистического анализа сертификатных данных по содержанию легирующих элементов в материале оболочечных труб из стали ЧС68 было установлено, что содержание бора в 55% от объема выплавленного металла составило 0,001% и соответствовало нижнему пределу содержания бора, играющего важную роль в поведении материала под облучением (рис. 2). В ходе данной рабо-

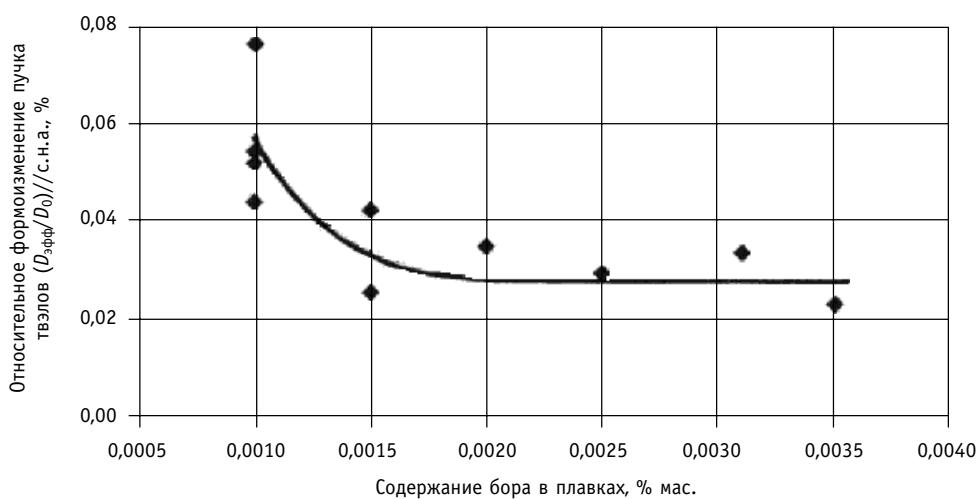


Рис. 2. Относительное формоизменение пучка твэлов из стали ЧС68 х.д. в зависимости от содержания бора в плавках

ты были внесены изменения в ТУ и нижний предел содержания бора в стали ЧС68 был повышен с 0,001 до 0,002% мас. при сохранении верхнего предела 0,005%, что позволило повысить среднее содержание бора в плавках.

В связи со значительным ростом цен на металл и энергоносители возникла необходимость в организации на ОАО «МСЗ» собственного производства оболочечных труб [4]. На это решение положительно повлияла территориальная близость металлургического завода «Электросталь» – основного поставщика металла. Осложняющим фактором являлись жесткие требования по охране окружающей среды, которые не допускают использования в технологическом процессе химических и других операций, связанных с загрязненными стоками.

В 1999 г. на ОАО «МСЗ» начато освоение производства осбогонкостенных труб для оболочек твэлов реактора БН-600. На основании анализа технологических маршрутов холодной деформации для изготовления осбогонкостенных оболочечных труб из аустенитных нержавеющих сталей типа X16H15 и опыта производства подобных труб в условиях ОАО «ПНТЗ», был разработан маршрут холодной деформации труб с использованием прокатки на станах ХПТР на готовый размер. Маршрут холодной прокатки труб приведен в табл. 1.

Таблица 1

**Маршрут холодной деформации опытной партии труб из стали ЧС68 с использованием прокатки на станах ХПТР**

№ п/п	Размер труб, мм	Операция, оборудование	Вытяжка; степень деформации, %
0.	0 65	Исходная трубная заготовка	
1.	57×8,5	Обточка, сверление, расточка, т.о.	
2.	38×5,2	Прокатка ХПТ-55, т.о.	2,417; 58,6
3.	24×3,5	Прокатка ХПТ-55, т.о.	2,377; 57,9
4.	21×2,5	Прокатка ХПТ-32, т.о.	1,551; 35,5
5.	18×1,6	Прокатка ХПТР 15-30, т.о.	1,763; 43,3
6.	16×1,0	Прокатка ХПТР 15-30, т.о.	1,749; 42,8
7.	10×1,0	Безоправочное волочение (б/о), т.о.	1,667; 40,0
8.	8,4×0,7	Прокатка ХПТР 8-15, т.о.	1,670; 40,1
9.	7,23×0,48	Прокатка ХПТР 8-15, т.о.	1,664; 39,9
10.	6,9×0,4	Прокатка ХПТР 4-15, 20 % х.д.	1,246; 19,7

По маршруту, приведенному в табл. 1, была изготовлена первая опытная партия труб размером 0 6,9 x вн. 6,1x2500 мм в объеме ≈ 600 м. Отличительной особенностью технологии производства труб на ОАО «МСЗ» является отсутствие операции горячей деформации трубной заготовки, взамен которой используется сверление, обточка и расточка исходной трубной заготовки 0,65 мм для получения гильзы 57×8,5 мм.

Как видно из табл. 1, маршрут изготовления труб включает большое количества операций прокатки на станах ХПТР, что снижает производительность изготовления. Учитывая это и планируемые объемы производства (до 300 тыс. м труб в год), специалистами ОАО «МСЗ» и ВНИИНМ было предложено и реализовано следующее:

- новый маршрут прокатки с использованием станов валковой прокатки ХПТ и КРВ вместо ХПТР, позволяющий значительно сократить число проходов за счет увеличения обжатия за один проход до 57–65% против ~ 40% (на станах ХПТР);
- короткооправочное волочение труб (КОВ) на готовый размер (взамен роликовой прокатки), что позволяет при простоте оборудования, наряду с высокой производи-

Таблица 2

**Маршрут холодной деформации опытной партии труб из стали с использованием волочения на короткой оправке**

№ п/п	Размер труб, мм	Операция, оборудование	Вытяжка; степень деформации, %
0.	0 65	Исходная трубная заготовка	
1.	57×8,5	Обточка, сверление, расточка	
2.	42×4,8	Прокатка ХПТ-55, т.о.	2,309; 57,0
3.	28×2,6	Прокатка ХПТ-55, т.о.	2,860; 63,0
4.	18×1,5	Прокатка ХПТ-30, т.о.	2,668; 62,5
5.	11,6×0,82	Прокатка КРВ-18, т.о.	2,704; 65,0
6.	7,2×0,48	Прокатка КРВ-18, т.о.	2,680; 62,7
7.	6,9×0,4	КОВ СХКВ-2000, х.д.	1,240; 19,4

тельностью изготовления труб, получать узкие поля допусков на наружный и внутренний диаметры (до  $\pm 15$  мкм), снижать шероховатость по верхности и количество дефектов на поверхности труб.

Новый технологический маршрут холодной деформации труб из стали ЧС68 с использованием волочения на короткой оправке приведен в табл. 2.

В дальнейшем (начиная с 2003 г.) изготовление труб для оболочек твэлов реактора БН-600 осуществляется на ОАО «МСЗ» только с использованием метода короткооправочного волочения.

Результаты послереакторных испытаний позволили определить дальнейшие направления повышения радиационной стойкости оболочек твэлов из стали ЧС68 за счет оптимизации их структуры и усовершенствования технологии изготовления [5]:

- оптимизация режимов термообработки труб промежуточных и подготовительного размеров;
- внедрение диффузионного отжига (ДО) на передельной трубе размером 0 42 × 4,8 мм;
- повышение степени заключительной холодной деформации с величины 20 ± 3% до (20–25)%.

Эффективность использования подходов, заложенных при разработке стали ЧС68, достигается при максимальном переводе легирующих элементов (углерод, титан, бор и др.) в твердый раствор при аустенитизирующей термообработке труб на подготовительном размере, что соответствует структуре, приведенной на рис. 3а. В то же время проведенный анализ микроструктуры труб подготовительного размера

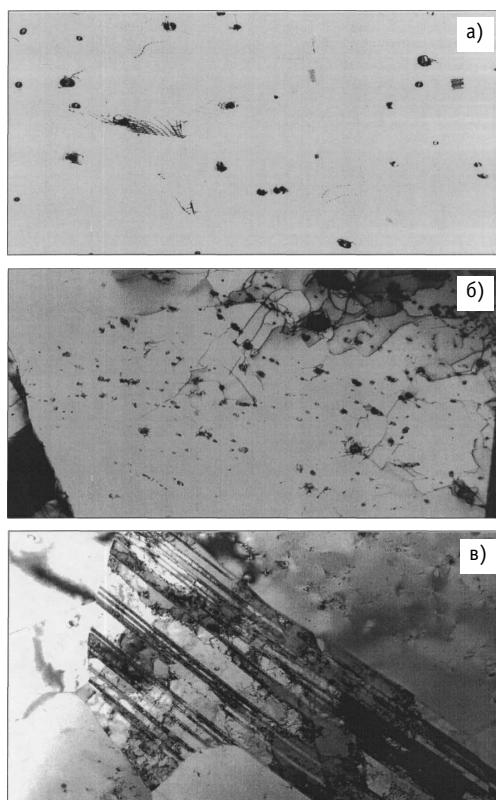


Рис. 3. Микроструктура образцов труб из стали ЧС68 на подготовительном размере: а) производство ОАО «МСЗ»; б, в) производство ОАО «ПНТЗ», х 20000

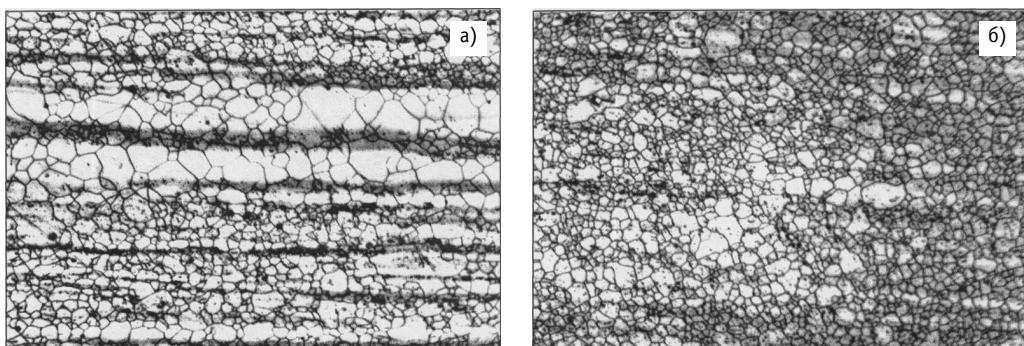


Рис. 4. Микроструктура труб из стали ЧС68: а) после отжига 1060°C, 20 мин на размере 0 42 мм; б) после отжига 1180°C, 3 ч на размере 0 42 мм

производства ОАО «ПНТЗ» выявил наличие мелкодисперсных вторичных карбидов титана и участки нерекристаллизованной матрицы (рис. 3б, 3в), что делало структуру этих труб неоптимальной по стойкости к распуханию.

Оптимизация режимов термообработки труб промежуточных и предголового размеров (температура нагрева до 1060°C) позволила устранить отмеченные недостатки и одновременно удовлетворить требованиям технических условий 8009.00.004ТУ по размеру зерна.

В результате комплекса исследований металла трубной заготовки было обнаружено, что имеющаяся химическая неоднородность по ее сечению наследуется при дальнейшем трубном переделе и проявляется в виде ликвационной полосчатости структуры и зеренной неоднородности материала труб как передельных, так и готового размеров (рис. 4а). По предложению ВНИИНМ с целью уменьшения химической неоднородности и полосчатости металла труб опробован и внедрен с апреля 2003 г. режим термической обработки труб промежуточного размера 42×4,8 мм – диффузионный отжиг по режиму: 1180°C, выдержка 3 ч. Как следует из рис. 3б, применение диффузионного отжига позволяет существенно повысить однородность структуры материала труб.

Согласно современным представлениям, положительное влияние холодной деформации на снижение распухания выражено, в основном, в продлении инкубационного периода распухания [6, 7]. Однако ответ на вопрос: до каких повреждающих доз сохранится положительное влияние увеличения степени предварительной холодной деформации, можно получить только экспериментальным путем. Следует отметить, что оптимизация степени холодной деформации является компромиссной задачей и необходимо учитывать влияние холодной деформации на снижение температуры рекристаллизации и характеристик длительной прочности и пластичности материала.

Большое внимание при производстве труб было уделено вопросам удаления технологических смазок. Важной частью проведенной работы было внедрение и внесение в техпроцесс операции обезжикивания поверхности труб на готовом размере 6,9 × вн. 6,1 мм методом ультразвуковой мойки на установке «Поток-1». Одним из важных требований к оболочкам твэлов быстрых реакторов на этапе дoreакторных исследований является обеспечение стабильности микроструктуры и высоких характеристик прочности и пластичности при испытаниях на ползучесть и длительную прочность. Предпосылкой для такого подхода являлось то, что повышенная стабильность исходной дислокационной структуры и замедленные процессы эволюции фаз коррелируют с повышенной радиационной стойкостью материала. Кривые длительной прочности труб из стали ЧС68 х.д. приведены на рис. 5.

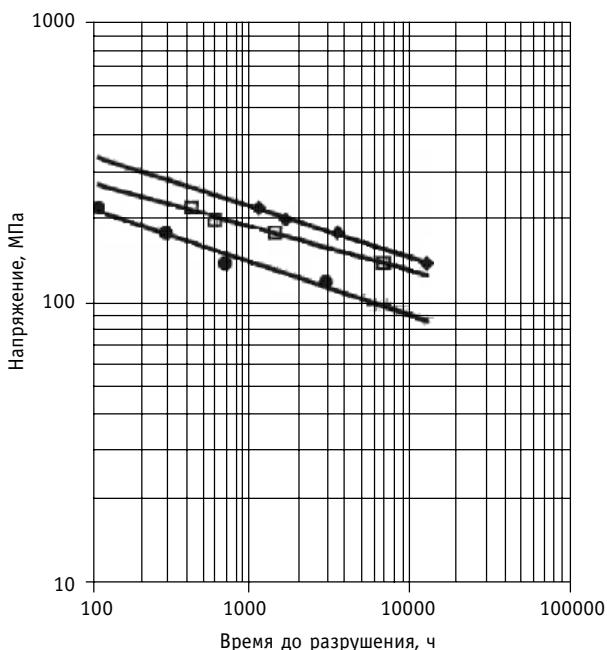


Рис. 5. Длительная прочность труб 6,9 × вн. 6,1 из стали ЧС68 х.д.  $T_{исп} = 700^{\circ}\text{C}$ : ◆ МСЗ до КОВ; □ МСЗ без ДО КОВ; ● ПНТЗ

Как видно из приведенных на рис. 5 данных, длительная прочность при температуре  $700^{\circ}\text{C}$  оболочечных труб производства ОАО «МСЗ» выше, чем у труб производства ОАО «ПНТЗ».

Наибольшей длительной прочностью обладали трубы производства ОАО «МСЗ», изготовленные с использованием диффузационного отжига и короткооправочного волочения.

Повышение радиационной стойкости материала является задачей многопараметрической оптимизации, что обусловлено сложными, нелинейными связями химического состава и структурно-фазового состояния металла со свойствами оболочечных труб из austенитных нержавеющих сталей. Поэтому для более глубокого изучения и пол-

ного использования эффективности рассматриваемых способов повышения работоспособности твэлов, в реакторе БН-600 проводится облучение восьми ТВС (4-е ТВС ЗБ0, 2-е ТВС ЗС0, 2-е ТВС ЗМ0), изготовленных в «креперном» исполнении. В настоящее время три из них, по одной из зон большого, среднего и малого обогащения отработали в активной зоне в течение 558,4 эфф.сут без замечаний и достигли значений максимальной повреждающей дозы ( $70\div78$ ) с.н.а. и максимального выгорания ( $10,4\div9,2$ )% т.а. соответственно. Они намечены к выгрузке в весеннюю перегрузку 2005 г., в конце 2005 г. планируется выгрузить из реактора еще одну «креперную» ТВС с наработкой  $\sim 560$  эфф. сут, в 2006 г. – по две в каждую из перегрузок. Послереакторные исследования первой ТВС планируется начать во второй половине 2005 г.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. На ОАО «МСЗ» организовано и освоено производство особотонкостенных труб из стали ЧС68 х.д., которые полностью отвечают требованиям технических условий.
2. На ОАО «МСЗ» внедрено производство труб для оболочек твэлов реактора БН-600 с применением операции диффузационного отжига, оптимизированных режимов рекристаллизационного отжига и метода короткооправочного волочения на конечном размере.
3. Оболочечные трубы из стали ЧС68 х.д., изготовленные по усовершенствованной технологии, превосходят по характеристикам длительной прочности трубы, поставляемые ранее ОАО «ПНТЗ».
4. Проведенный комплекс материаловедческих и технологических работ позволяет полагать, что усовершенствование технологии изготовления оболочек твэлов из стали ЧС68 обеспечит надежную работу реактора БН-600 с кампанией ТВС активной зоны 560 эфф.сут.

### **Литература**

1. Решетников Ф.Г., Бибилашвили Ю.К., Романеев В.В. и др. Исследования конструкционных материалов элементов активной зоны быстрых натриевых реакторов. – Екатеринбург: УрО РАН, 1994. – С. 189-199.
2. Ошканов Н.Н. Опыт эксплуатации реактора БН-600/Российский научно-технический форум. – Обнинск, 2003.
3. Чуев В.В., Росляков В.Ф., Мальцев В.В. Особенности поведения конструкционных материалов в спектре нейтронов быстрого реактора большой мощности//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 1.
4. Хаустов Г.И., Правдин Ю.М., Фролов В.Ф. и др. Организация производства осбогонкостенных труб из коррозионностойких сталей и сплавов ОАО «Машиностроительный завод»/Атомная энергетика на пороге XXI века: Тр. Международной конф. – Электросталь, 2000. – С. 159-165.
5. Ватулин А.В., Целищев А.В. Конструкционные стали для активной зоны ре акторов на быстрых нейтронах. – МиТОМ. – 2004. – № 11. – С. 13-19.
6. Красноселов В.А., Прохоров В.И., Колесников А.Н. и др. Влияние предварительной термической и механической обработки на распухание нержавеющей стали 0Х16Н15М3Б//Атомная энергия. – 1983. – Т. 54. – Вып. 2. – С. 111-114.
7. Seran J.L., Levy V., Dubuisson H. et al. Behavior under neutron irradiation of the 15-15Ti and EM10 steels used as standard materials of the Phenix fuel subassembly. Effects of radiation on materials: 15th International Symposium, ASTM STP 1125, 1992. – Р. 1209-1233.

Поступила в редакцию 22.02.2005

## ABSTRACTS OF THE PAPERS

---

### УДК 621.039.526: 621.311.22

*BN600 Performance Efficiency Evaluation over 25 years of Operation* | N.N. Oshkanov, O.A. Potapov, P.P. Govorov; Editorial board of Journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika*» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 7 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References, 5 titles.

The availability of the sodium-cooled fast BN600 reactor power unit over 25 years of operation has been analyzed. The effect of the off-normal equipment operation on the unit availability has been considered.

### УДК 621.039.526

*BN800 Reactor Beloyarsk 4 Construction* | N.N. Oshkanov, Yu.V. Noskov, M.V. Bakanov, N.P. Leontev, A.I. Karpenko; Editorial board of Journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika*» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 3 pages, 1 table.

The role the BN800 reactor power unit plays in developing the nuclear power industry is highlighted. The comparative characteristics of the BN600 and BN800 reactors are given. The innovative design features aimed at BN800 reactor safety improvement as compared to its prototype, i. e. the BN600 reactor, are presented. The current phase of the BN800 construction is considered.

### УДК 621.039.526

*BN600 Spectrometric Failed Fuel Detection System* | V.F. Roslyakov, E.S. Lisitsyn, S.A. Gurev, N.A. Zobnin; Editorial board of Journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika*» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2005. – 5 pages, 2 illustrations.

The article presents both the existing spectrometric failed fuel detection system designed to record and measure the fission product activity in reactor cover gas and upgraded failed fuel detection system which is based on the state-of-the-art instrumentation and software.

### УДК 621.039.526

*Justification of the Lifetime Characteristics of the Standard BN600 Reactor Safety Rods* | V.A. Zhyoltyshev, E.A. Kozmanov, A.A. Tuzov; Editorial board of Journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika*» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 4 pages, 2 illustrations. – References, 4 titles.

The article presents the contents and results of the integrated work in support of extending the lifetime of standard safety rods 1663.000.00 from 365 to 500 efpd. Taking into account the high cost of the enriched boron carbide and sufficient serviceability margin of the safety rods by the physical characteristics of absorber and on the basis of the successful results of their operation and experimental and theoretical studies it was inferred that the safety rod residence lifetime could be extended up to 500 efpd.

### УДК 621.039

*BN600 Power Unit Safety Evaluation Concept* | N.N. Oshkanov, A.I. Karpenko, P.P. Govorov, A.A. Kuznetsov; Editorial board of Journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika*» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 7 pages, 3 illustrations. – References, 5 titles.

The article considers the optional concept of the Beloyarsk NPP BN600 power unit safety evaluation. Both the current condition of the unit is proposed to be evaluated (verification of the integrity of physical barriers, surveillance of the limits and conditions of operational safety) and possible changes in the unit condition to be predicted taking into account the current values of the process parameters and equipment operating conditions. The options of the representation of the information both on the current unit condition and its possible change in future are proposed.

### УДК 621.039

*Secondary-to-Primary Sodium Leak Detection in the BN600 Reactor IHX's* | A.A. Kuznetsov, P.P. Govorov, A.I. Karpenko; Editorial board of Journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika*» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 6 pages, 4 illustrations.

The article considers the BN600 reactor IHX secondary-to-primary sodium leak detection method based on the comparison of the results of the calculation of the sodium weights for various periods of time. The choice of the sodium weight as a monitored value has been stipulated by the advantages of the calculated weight value versus the directly measured values. To monitor the density only two values, i. e. weight of sodium in the reactor and secondary sodium weight, are necessary and sufficient to be known.

**УДК 621.039.526**

*Evaluation of the Radiation Risks Related to the Beloyarsk NPP BN600 Power Unit Operation on General Public | I.I. Koltik, N.N. Oshkanov; Editorial board of Journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 4 pages, 3 tables, 1 illustration. – References, 9 titles.*

The basic criterion used to evaluate the radiological danger related to an NPP operation is general public exposure to radiation. The article presents the results of the analysis of the annual doses taken by general public for the period of the BN600 unit operation. The data on the individual and collective doses received by the critical groups of general public due to the atmospheric and liquid discharges from the BN600 power unit are given. The data on the standardized collective doses for other reactor types are presented. The results of the calculation of the individual and collective risks on general public show that the risks for the fast reactors are lower by about two orders than the risk for the graphite-moderated water-cooled reactors and PWR's and beyond an absolutely acceptable risk of  $1 \times 10^{-6} \text{ yr}^{-1}$ .

**УДК 621.039.526**

*Justification of the Tritium Radiation Safety of the Beloyarsk NPP BN600 Power Unit Personnel | N.N. Oshkanov, M.V. Bakanov, E.M. Rafikov; Editorial board of Journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 5 pages, 5 tables. – References, 6 titles.*

On the basis of the conducted measurements of the volume tritium concentration in Beloyarsk NPP BN600 power unit room air the personnel tritium radiation safety has been justified. The method of the personnel dose calculation is presented.

**УДК 621.039.526**

*Assessment of the Partial Errors of the Beloyarsk NPP BN600 Reactor Relative Power Measurements | M.V. Bakanov, V.A. Zhyoltyshev, V.V. Maltsev, V.F. Roslyakov, A.L. Kochetkov, Yu.S. Khomyakov; Editorial board of Journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 9 pages, 3 tables, 3 illustrations. – References, 3 titles.*

In this article the composite and partial errors of the Beloyarsk NPP BN600 reactor relative power measurements are considered and justified.

**УДК 621.039.526**

*Assessment of the Minimum Possible Worth of the BN600 Reactor Control Rods | M.V. Bakanov, V.A. Zhyoltyshev, A.A. Lyzhin, V.V. Maltsev, V.F. Roslyakov; Editorial board of Journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 7 pages, 2 illustrations. – References, 6 titles.*

In this article the estimates of the minimum possible worth of the BN600 reactor control rods are reported and the criteria of the ultimate condition of the control rods as well as the indications of the achievement of the ultimate condition in terms of physical worth are considered and justified.

**УДК 621.059.526**

*Computational Support to the BN600 Reactor Operation | V.V. Maltsev, V.F. Roslyakov, Kh.F. Gizzatulin; Editorial board of Journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 6 pages, 2 tables. – References, 4 titles.*

The article presents the main features of the core modifications implemented during the BN600 reactor operation. The neutron physics calculations of the BN600 reactor using the software packages named Uran and Hephaestus are analyzed. The effect of the BN600 reactor calculation method using the Hephaestus software package on the results of the calculation of the fuel characteristics has been evaluated.

**УДК 621.039.526**

*The Influence of Change of the BN-600 Core Composition on Value of Sodium Void Reactivity Effect | E.V. Balahnin, A.M. Tuchkov, I.A. Chernov; Editorial board of Journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 4 pages, 4 tables. – References, 7 titles.*

The influence of change of the BN-600 core composition on value of Sodium Void Reactivity Effect (SVRE) is presented in this article. The procedure of the design models preparation and calculation results of the SVRE for different of the BN-600 core composition's are presented.

**УДК 621.039.526**

*Research into BN600 Reactor Irradiated Fuel Decay Heat Released in the Irradiated Fuel Cooling Pond | A.I. Karpenko, E.L. Rozenbaum, V.P. Zabegaev; Editorial board of Journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 8 pages, 1 table, 5 illustrations.*

The method has been developed and the facility manufactured to measure irradiated fuel decay heat directly in the irradiated fuel cooling pond. The important advantage is that the facility has been implemented using the standard equipment and the operations of the irradiated fuel permutation are conducted using the standard means and technologies, thereby providing for the design safety of the work fulfilment. For the first time decay heat of numerous irradiated fuel sub-assemblies of various types has been directly measured.

**УДК 621.039.526**

*Improvement of the Efficiency and the Economics of the Fuel Utilization at the Beloyarsk NPP BN600 Reactor* | G.V. Babenko, A.V. Gavrilov, V.A. Zhyoltyshev, V.V. Maltsev, V.F. Roslyakov; Editorial board of Journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika*» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 4 pages, 1 table.

Better efficiency and cost advantages of the fuel utilization at the BN600 reactor are offered by increasing fuel burn-up step by step and upgrading the core.

**УДК 621.039.526**

*Irradiation of Experimental MOX Fuel in the BN600 Reactor* | M.V. Bakanov, G.V. Babenko, V.V. Maltsev, V.F. Roslyakov, B.A. Vasiliev, O.V. Mishin, T.A. Klimashina, M.R. Farakshin; Editorial board of Journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika*» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 5 pages, 3 tables. – References, 3 titles.

The design features of the experimental MOX fuel sub-assemblies, their specific location in the BN600 reactor core, the conditions and the main results of the experimental MOX fuel irradiation in the BN600 reactor are reported.

**УДК 621.039.526**

*The Calculate of Temperature Conditions of the BN-600 Sub-assemblies into Gaseous Medium* | V.V. Golovin, A.I. Karpenko, A.M. Tuchkov; Editorial board of Journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika*» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 4 pages, 1 table, 2 illustrations.

The possibility of estimated modelling of the heat-up temperature conditions of the BN-600 spent sub-assemblies elements during transportation of them into gaseous medium is showed in article. The estimated modelling of the BN-600 spent sub-assemblies heat-up into gaseous medium with different values residual heat release of the spent sub-assemblies permits to substantiate and optimise the safety procedures of post-irradiation handling with that sub-assemblies.

**УДК 532.552**

*Hydrodynamic Instability in the BN600 Power Unit Steam Generators and its Diagnosis* | P.P. Govorov, A.A. Kuznetsov; Editorial board of Journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika*» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 4 pages, 2 illustrations.

The article considers the hydrodynamic instability in the once-through steam generators of the BN600 power unit under the transients (startup, shutdown). This process is dangerous because there is a probability of the hydrodynamic instability spread over the entire circuit. This would cause the heating coolant outlet temperature fluctuations and transfer of the temperature perturbations to the primary circuit. Two methods of diagnosing such a process are proposed. On the basis of the covariance analysis method the software which is now under industrial operation has been written for the Beloyarsk NPP data reduction system named Uran.

**УДК 621.039.526**

*Determination of the Allowable Limits of the Steam Superheating Downstream the Evaporators under the Sodium Steam Generator Operating Conditions* | A.I. Beltyukov, P.P. Govorov, A.I. Karpenko; Editorial board of Journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika*» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 8 pages, 1 table, 3 illustrations.

The paper summarizes the experimental results of the research into the processes of moisture entrainment from the modular water-sodium steam generator evaporator stages of the BN600 power unit and steam generator operating conditions characterizing by the hydrodynamic instability for various running time accumulated by the evaporator stages. By test the optimum operating ranges of the steam generator operational parameters providing for reliable and safe operation of the steam generator within a given lifetime were determined.

**УДК 532.552**

*Improvement of the BN600 Power Unit Sodium Steam Generator Transients* | P.P. Govorov; Editorial board of Journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika*» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2005. – 5 pages, 3 illustrations. – References, 9 titles.

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. Krysant'ev; Editorial board of Journal «*Izvestia vissikh 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. Roslyakov, V.V. Maltsev; Editorial board of Journal «*Izvestia vissikh 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 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 vissikh 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 vissikh 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 Belyarsk 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 vissikh 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 'ЧС68' 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.

## НАШИ АВТОРЫ

---

**Бабенко Г.В.** – начальник ядерно-физической лаборатории Белоярской АЭС.

**Баканов М.В.** – главный инженер Белоярской АЭС.

**Балахнин Е.В.** – инженер-исследователь экспериментально-физической лаборатории научно-исследовательского отдела Белоярской АЭС.

**Бельтиков А.И.** – к.т.н., доцент., заместитель начальника научно-исследовательского отдела Белоярской АЭС.

**Буданов Ю.П.** – старший научный сотрудник ФГУП ВНИИНМ.

**Бычков А.А.** – инженер-исследователь экспериментально-физической лаборатории научно-исследовательского отдела Белоярской АЭС.

**Бычков С.А.** – ведущий инженер ОАО «Машиностроительный завод».

**Васильев Б.А.** – главный конструктор по направлению БН ФГУП ОКБМ.

**Гаврилов А.В.** – ведущий инженер (физик) ЯФЛ Белоярской АЭС.

**Гиззатулин Х.Ф.** – инженер (физик) отдела ядерной безопасности и надежности Белоярской АЭС.

**Говоров П.П.** – к.т.н., начальник лаборатории диагностики и моделирования научно-исследовательского отдела Белоярской АЭС.

**Головин В.В.** – инженер-исследователь экспериментально-физической лаборатории научно-исследовательского отдела Белоярской АЭС.

**Гурьев С.А.** – инженер Белоярской АЭС.

**Желтышев В.А.** – ведущий инженер (физик) Белоярской АЭС.

**Забегаев В.П.** – инженер-исследователь Белоярской АЭС.

**Захаров А.В.** – начальник лаборатории ОМВиТ НИИАР ГНЦ РФ «НИИАР», г. Димитровград.

**Зобнин Н.А.** – инженер Белоярской АЭС.

**Карпенко А.И.** – д.т.н., проф., начальник научно-исследовательского отдела Белоярской АЭС.

**Климашина Т.А.** – инженер-конструктор подразделения № 44 ФГУП ОКБМ.

**Козманов Е.А.** – ведущий инженер-исследователь Белоярской АЭС.

**Колтик И.И.** – к.т.н., руководитель группы внешнего радиационного контроля Белоярской АЭС.

**Коростин О.С.** – к.т.н., ведущий научный сотрудник ФГУП ВНИИНМ.

**Кочетков А.Л.** – к.т.н., начальник лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского.

**Крысантьев И.М.** инженер-исследователь экспериментально-физической лаборатории научно-исследовательского отдела Белоярской АЭС.

**Крюков О.В.** – генеральный директор ОАО «Машиностроительный завод».

**Кузнецов А.А.** – инженер-исследователь 2-категории лаборатории диагностики и моделирования научно-исследовательского отдела Белоярской АЭС.

**Леонтьев Н.П.** – заместитель главного инженера Белоярской АЭС.

**Лисицын Е.С.** – начальник лаборатории Белоярской АЭС.

**Лукин А.В.** – технолог- зам. начальника цеха ОАО «Машиностроительный завод».

**Лыжин А.А.** – начальник лаборатории контроля реакторов Белоярской АЭС.

**Мальцев В.В.** – заместитель главного инженера по безопасности и науке Белоярской АЭС.

**Мишин О.В.** – начальник бюро подразделения № 44 ФГУП ОКБМ.

**Носков Ю.В.** – заместитель директора Белоярской АЭС.

**Ошканов Н.Н.** – к.т.н., проф., директор Белоярской АЭС

**Потапов О.А.** – заместитель главного инженера по эксплуатации Белоярской АЭС

**Рафиков Е.М.** – начальник отдела радиационной безопасности Белоярской АЭС.

**Рисованный В.Д.** – д.т.н., директор отделения материаловедения и технологий (ОМВиТ) ГНЦ РФ «НИИАР», г. Димитровград.

**Розенбаум Е.Л.** – начальник теплофизической лаборатории Белоярской АЭС.

**Росляков В.Ф.** – начальник отдела ядерной безопасности и надежности Белоярской АЭС.

**Тарасюк В.Б.** – научный сотрудник ФГУП ВНИИНМ.

**Тузов А.А.** – научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ им. А. И. Лейпунского.

**Тучков А.М.** – к.т.н., начальник экспериментально-физической лаборатории научно-исследовательского отдела Белоярской АЭС.

**Фаракшин М.Р.** – ведущий инженер-конструктор Федерального государственного предприятия «Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И Африкантова (ФГУП ОКБМ).

**Хомяков Ю.С.** – к.ф.-м.н., заместитель директора отделения №2-Институт ЯР и АЭ ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского.

**Худяков А.А.** – с.н.с. ОМВиТ НИИАР, г. Димитровград.

**Целищев А.В.** – к.т.н., ведущий научный сотрудник ФГУП ВНИИНМ.

**Чернов И.А.** – инженер-исследователь 1 категории экспериментально-физической лаборатории научно-исследовательского отдела Белоярской АЭС.

**Чуев В.В.** – к.ф.-м.н. начальник лаборатории Белоярской АЭС.

## OUR AUTHORS

**Babenko G.V.** – nuclear physics laboratory head, Beloyarsk nuclear plant.

**Bakanov M.V.** – chief engineer of the Beloyarsk nuclear plant.

**Balakhnin E.V.** – researcher, experimental physics laboratory, research department, Beloyarsk nuclear plant.

**Belyukov A.I.** – Cand. Sci. (Engineering), assistant professor, deputy research department head, Beloyarsk nuclear plant.

**Budanov Yu.P.** – senior researcher of the Russian Inorganic Material Research Centre.

**Bychkov A.A.** – researcher, experimental physics laboratory, research department, Beloyarsk NPP.

**Bychkov S.A.** – senior engineer of the Elektrostal engineering plant.

**Chernov I.A.** – first category researcher, experimental physics laboratory, research department, Beloyarsk nuclear plant.

**Chuev V.V.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.) laboratory head, research department, Beloyarsk nuclear plant.

**Farakshin M.R.** – senior design engineer, Experimental Mechanical Engineering Design Office.

**Gavrilov A.V.** – senior engineer (physicist) of the nuclear physics laboratory, Beloyarsk nuclear plant.

**Gizzatulin Kh.F.** – engineer (physicist), nuclear safety and reliability department, Beloyarsk nuclear plant.

**Golovin V.V.** – researcher, experimental physics laboratory, research department, Beloyarsk nuclear plant.

**Gorovor P.P.** – Cand. Sci. (Engineering), diagnostics and simulation laboratory head, research department, Beloyarsk nuclear plant.

**Gurev S.A.** – engineer of the Beloyarsk NPP.

**Karpenko A.I.** – Dr. Sci. (Engineering), professor, research department head, Beloyarsk NPP.

**Khomyakov Yu.S.** – Cand. Sci. (Engineering), deputy director, Institute of Nuclear Reactors and

Nuclear Power affiliated by Institute of Physics and Power Engineering.

**Khudyakov A.A.** – senior researcher, Material Science and Technology Branch, Nuclear Reactor Research Centre; Dimitrovgrad.

**Klimashina T.A.** – design engineer, division 44, Experimental Mechanical Engineering Design Office.

**Kochetkov A.L.** – Cand. Sci. (Engineering), laboratory head, Institute of Physics and Power Engineering.

**Koltik I.I.** – Cand. Sci. (Engineering), off-site radiation monitoring group head, Beloyarsk nuclear plant.

**Korostin O.S.** – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the Russian Inorganic Material Research Centre.

**Kozmanov E.A.** – leading engineer-research, research department, Beloyarsk nuclear plant.

**Krysanov I.M.** – researcher, experimental physics laboratory, research department, Beloyarsk nuclear plant.

**Kryukov O.V.** – general director of the Elektrostal engineering plant.

**Kuznetsov A.A.** – second category research engineer, diagnostics and simulation laboratory, research department, Beloyarsk nuclear plant.

**Leontev N.P.** – deputy chief engineer, Beloyarsk nuclear plant.

**Lisitsyn E.S.** – laboratory head, nuclear safety and reliability department, Beloyarsk NPP.

**Lukin A.V.** – process engineer, deputy department head, Elektrostal engineering plant.

**Lyzhin A.A.** – reactor monitoring laboratory head, nuclear safety and reliability department, Beloyarsk nuclear plant.

**Maltsev V.V.** – deputy chief engineer in charge of safety and research, Beloyarsk nuclear plant.

**Roslyakov V.F.** – nuclear safety and reliability department head, Beloyarsk nuclear plant.

**Mishin O.V.** – division 44 office head, Experi-

mental Mechanical Engineering Design Office.

**Noskov Yu.V.** – deputy director of the Beloyarsk NPP.

**Oshkanov N.N.** – Cand. Sci. (Engineering), professor, director of the Beloyarsk nuclear plant.

**Potapov O.A.** – deputy chief engineer in charge of phase 2 operation, Beloyarsk NPP.

**Rafikov E.M.** – radiation safety department head, Beloyarsk nuclear plant.

**Risovanny V.D.** – Dr. Sci. (Engineering), Material science and technology branch director, Nuclear Reactor Research Centre; Dimitrovgrad.

**Rozenbaum E.L.** – thermal physics laboratory head, research department, Beloyarsk NPP.

**Tarasyuk V.B.** – researcher of the Russian Inorganic Material Research Centre.

**Tselishchev A.V.** – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the Russian Inorganic Material Research Centre.

**Tuchkov A.M.** – Cand. Sci. (Engineering), experimental physics laboratory head, research department, Beloyarsk nuclear plant.

**Tuzov A.A.** – researcher of the Institute of Physics and Power Engineering.

**Vasiliev B.A.** – fast reactor chief designer, Experimental Mechanical Engineering Design Office.

**Zabegaev V.P.** – research engineer, thermal physics laboratory, research department, Beloyarsk nuclear plant.

**Zakharov A.V.** – laboratory head, Material science and technology branch, Nuclear Reactor Research Centre; Dimitrovgrad.

**Zhyoltyshev V.A.** – senior engineer (physicist) of the reactor monitoring laboratory, Beloyarsk nuclear plant.

**Zobnin N.A.** – engineer of the nuclear safety and reliability department, Beloyarsk nuclear plant.