

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 простоям энергоблоков по техническим причинам. В энергетике большое рас-

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, характеризующее поэтапным повышением мощности энергоблока с 30 до 80%. Максимальный КИУМ, достигнутый на энергоблоке БН-600, 83,5%.

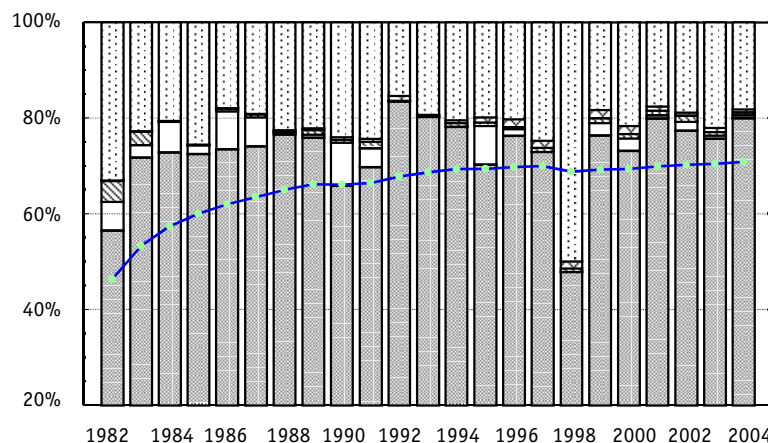


Рис. 1. Распределение КИУМ энергоблока БН-600 и его потеря по годам: ■ КИУМ; ▨ теплоснабжение; ▤ плановые инспекции; □ оборудование и персонал; ▧ прочие; — КИУМ с начала эксплуатации

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 3 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.

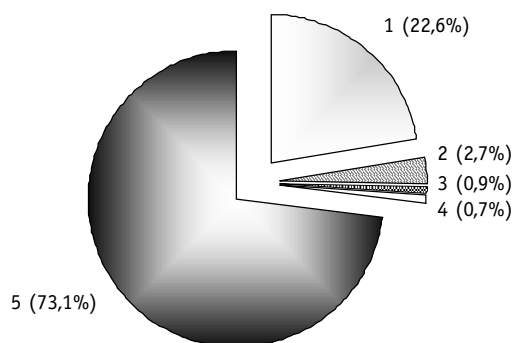


Рис. 2. Интенсивность использования установленной мощности энергоблока БН-600: 1 – плановые инспекции и перегрузки топлива; 2 – отказы оборудования и ошибки персонала; 3 – прочие причины; 4 – теплоснабжение; 5 – выработка электроэнергии

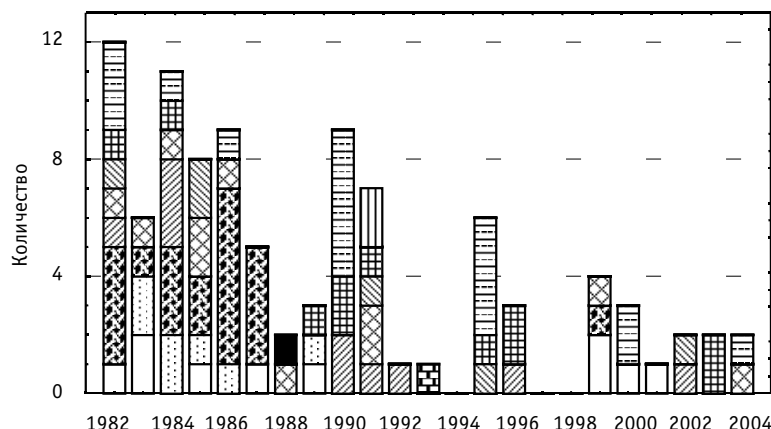


Рис. 3. Распределение по времени событий вследствие отказов оборудования и ошибок персонала:
 оперативный персонал; ремонтный персонал; 3 контур; вспомогательные системы натрия;
 2 контур; реактор; турбина; техническое водоснабжение; контроль и управление;
 электроснабжение; вспомогательные системы

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 преобладающим 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°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 ГЦН-1 наблюдались повышенная вибрация, появление трещин валов, повреждение полумуфт сцепления вала насоса с ротором электродвигателя и ненадежная работа электропривода. Повреждения полумуфт 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 ГЦН-1 была проведена модернизация конструкции валов и полумуфт, 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 ГЦН-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 ГЦН 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. Острейковский 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

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 visshikh 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 visshikh 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 visshikh 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 visshikh 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 visshikh 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 visshikh 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.