

РАЗРАБОТКА ПРОЕКТА ЭНЕРГОБЛОКА С РЕАКТОРОМ БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ (БН-К)

Н.Н. Ошканов

ОАО «Концерн Росэнергоатом», г. Москва



Обоснован выбор коммерческого быстрого реактора БН-К в качестве основы новой технологической платформы. Показаны пути снижения удельной себестоимости строительства до уровня проекта АЭС-2006.

Ключевые слова: замкнутый топливный цикл, инновация, коммерческий энергоблок, экономическая эффективность, энерготехнологии нового поколения.

Key words: closed fuel cycle, innovation, commercial power unit, cost-effectiveness, new generation energy technologies.

ВВЕДЕНИЕ

3 февраля 2010 г. Правительство Российской Федерации приняло Постановление «О федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.» [1].

Основной целью программы является разработка ядерных энерготехнологий на базе реакторов на быстрых нейтронах с замкнутым ядерным топливным циклом для атомных электростанций, обеспечивающих потребности страны в энергоресурсах и повышение эффективности использования природного урана и обращения с отработавшим ядерным топливом.

Для иллюстрации причин принятия федеральной программы на рис. 1 показано [2] как меняется соотношение энергоресурсов России при вовлечении в них урана-238. Без учета последнего наибольшую долю энергоресурсов составляют уголь – 58,4%, газ – 22,8%, нефть – 5,4% и уран – 13,4% (включены как уран-235, так и уран-238, конвертирующийся в ядерном реакторе в плутоний-239, часть которого также делится в реакторе). Такая конверсия повышает использование природного урана, но даже теоретически оно не может превысить нескольких процентов от объема добываемого урана [3].

Расчеты показали, что энергетический потенциал российского урана-238 примерно в 10 раз больше ресурсов угля и в 40 раз больше ресурсов газа и нефти. Это увеличивает общие энергоресурсы России в 6,7 раза. При этом доля урана возрастает до 87,1%, а доли остальных энергоносителей снижаются: угля до 8,7%,

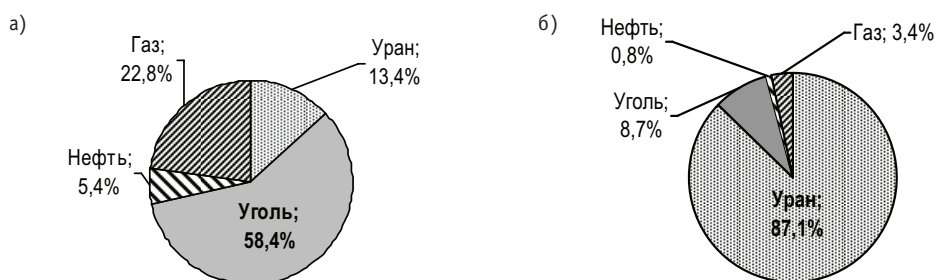


Рис. 1. Энергетический потенциал природных энергоносителей в России: а) – без воспроизводства; б) – с воспроизводством

газа до 3,4%, нефти до 0,8%. Практически это означает неисчерпаемость ресурсов на ближайшее тысячелетие, в то время как существующие темпы потребления газа, нефти и урана прогнозируются их исчерпанием к 2100 г.

Инструментом для вовлечения урана-238 в энергоресурсы, как известно, являются быстрые реакторы, поэтому их развитие и предусматривается федеральной программой.

На первом этапе реализации программы будут выполнены

- новые технические решения и проекты реакторов на быстрых нейтронах со свинцовым, свинцово-висмутовым и натриевым теплоносителями;
- проектирование и ввод в эксплуатацию топливных комплексов по производству уран-плутониевого оксидного топлива;
- создание установки для получения дисперсных композиционных конструкционных материалов оболочек твэлов, обеспечивающих высокое выгорание ядерного топлива.

К этому этапу относятся и работы в части быстрого реактора с натриевым теплоносителем, конкретно – создание технического проекта коммерческого энергоблока с реактором большой мощности БН-К.

На втором этапе будут построены опытно-демонстрационные образцы реакторов на быстрых нейтронах

- со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-300 мощностью 300МВт.эл на базе Белоярской АЭС;
- со свинцово-висмутовым теплоносителем СВБР-100 мощностью 100 МВт.эл в г. Обнинске.

ПРОЕКТ «РЕАКТОР НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ»

Важной задачей проекта «Реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем» является достижение его технико-экономических параметров коммерческого и экспортного уровней. Это требование вытекает из вышеприведенного примера с энергоресурсами – простой расчет показывает, что к 2010 г. прогнозируется исчерпание ресурсов урана-235, то при 60-летнем ресурсе энергоблоков ВВЭР их строительство в 2040 г. придется прекратить, и далее основным должен стать ввод энергоблоков с реакторами на быстрых нейтронах.

Специалистами ФЭИ и ОКБМ предлагается следующая схема ввода быстрых реакторов. Мощности порядка 10 ГВт (БН-800 на Белоярской АЭС и, например, два БН-800 в КНР, шесть БН-1200) можно запустить, используя плутоний из ОЯТ тепловых реакторов. Затем потребуются наравне с плутонием из ОЯТ тепловых реакторов использовать плутоний, наработанный в БН. После этого БН перейдут на самообеспечение плутонием.

Из сказанного следует, что ввод в работу быстрых реакторов определяется наличием переработки ОЯТ. Возможны два варианта переработки ОЯТ – водный и сухой. Водный характеризуется высокой степенью очистки от радионуклидов, что значительно удешевляет процесс изготовления свежего топлива, т.к. можно использовать легкие перчаточные боксы. Сухая переработка дает существенно меньшие исходные объемы ЖРО. Однако объем РАО определяется не исходным количеством, а видом их кондиционирования, поэтому при одном и том же виде кондиционирования объем РАО одинаков для обоих способов переработки. Существенно, что сухая переработка имеет низкую степень очистки, что удорожает изготовление свежего топлива из-за необходимости применения тяжелых боксов. И хотя сухая переработка позволяет создать пристанционную переработку и изготовление топлива, серьезным препятствием этому является проблема экспорта такого проекта.

Каким образом предполагается обеспечить выполнение требования конкурентоспособности и экспортного уровня БН, учитывая, что предыдущие проекты энергоблоков с реактором на быстрых нейтронах существенно уступали по стоимостным параметрам энергоблокам с реакторами других типов?

В предшествующие программе годы ФЭИ, ОКБМ и СПб АЭП провели изучение данного вопроса. Проведенный ими анализ достигнутых результатов развития различных технологий быстрых реакторов в России и за рубежом выявил возможность решения задачи за счет ряда инновационных технических решений [4], основными из которых являются (рис. 2)

- применение крупномодульной конструкции парогенератора;
- применение сифонов для компенсации температурных перемещений трубопроводов второго контура;
- размещение фильтров-ловушек очистки натрия первого контура в корпусе реактора;
- применение автономных теплообменников аварийного отвода тепла на принципе естественной циркуляции, размещенных в корпусе реактора;
- снижение энергонапряженности активной зоны;
- разработка компоновки активной зоны, позволяющей для увеличения КВ осуществить в будущем переход с оксидного топлива на нитридное;
- применение одного обогащения топлива вместо трех с укрупнением твэлов и ТВС;

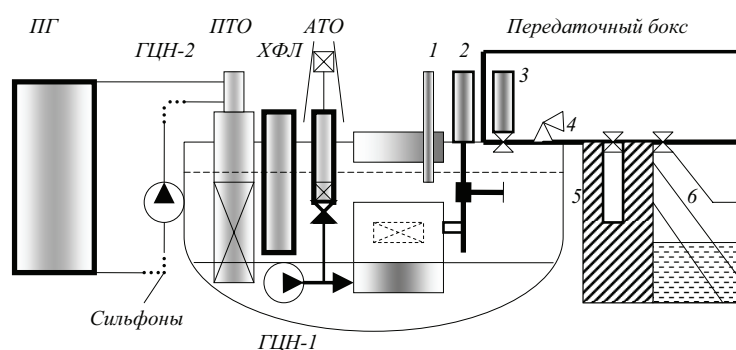


Рис. 2. Основные инновационные решения БН-К (выделены жирными линиями): ПГ – парогенератор; ГЦН – главный циркуляционный насос; ПТО – промежуточный теплообменник; ХФЛ – холодная фильтр-ловушка; АТО – аварийный теплообменник; 1 – механизм перегрузки, 2 – элеватор загрузки-выгрузки; 3 – машина перегрузочная; 4 – предохранительный клапан; 5 – гнездо отмывки сборок; 6 – наклонный подъемник бассейна выдержки

- использование новых конструкционных материалов, позволяющих повысить выгорание топлива до 20% т.а.;
- введение аварийной защиты на пассивном принципе действия при превышении проектных температур;
- применение системы перегрузки с вертикальным элеватором;
- исключение накопительных барабанов свежего и отработавшего топлива;
- использование передаточного бока в качестве устройства локализации газо-аэрозольных выбросов при срабатывании предохранительного клапана корпуса реактора.

Принятые технические решения могут существенно уменьшить капитальные затраты на сооружение (рис. 3) вплоть до сопоставимых с энергоблоком АЭС-2006 с реактором ВВЭР, в том числе за счет снижения в проекте по сравнению с БН-800:

- металлоемкости реакторной установки – в 1,7 раза (с 9,7 до 5,6 т/МВт.эл.);
- кубатуры главного корпуса – в 1,3 раза (с 750,0 до 560 м³/МВт.эл.);
- количества основной арматуры с 500 до 90 ед (в 5,5 раз);
- длины основных трубопроводов второго натриевого контура (одной петли) – в 1,6 раза (с 290 до 180 м).

Для демонстрации эффективности этих решений укажем на то, что энергоблок БН-1200 можно разместить в здании того же объема что и энергоблок БН-800.

Управление выполнением задачи программы «Разработка реакторов на быстрых нейтронах с замкнутым ядерным топливным циклом» осуществляется по следующей схеме.

Данная задача разбита на следующие направления и проекты, которые поручены для управления организациям, указанным в скобках:

- разработка перспективных технологий реакторов на быстрых нейтронах включая разработку
 - реактора на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем (НИКИЭТ);
 - реактора на быстрых нейтронах со свинцово-висмутовым теплоносителем (АКМЭ-инжиниринг);
 - реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (Концерн Росэнергоатом);
 - интегрированных систем кодов нового поколения для анализа и обоснования безопасности перспективных атомных электростанций и ядерного топливного цикла (ИБРАЭ РАН);
- модернизация экспериментальной базы атомной энергетики (НИИАР);

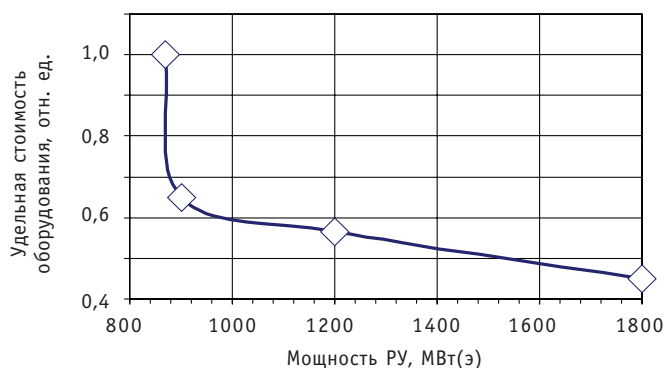


Рис. 3. Зависимость удельной стоимости оборудования от приняты технических решений для БН-800, БН-900, БН-1200 и БН-1800

- разработка технологий производства перспективных видов топлива, включая проекты разработки
 - технологий и создания производства уран-плутониевого оксидного топлива для реакторов на быстрых нейтронах (Концерн Росэнергоатом);
 - технологий производства плотного топлива для реакторов на быстрых нейтронах (ВНИИНМ);
 - перспективных конструкционных материалов для реакторов на быстрых и тепловых нейтронах (ВНИИНМ);
 - разработка материалов и технологий замкнутого топливного цикла для реакторов на быстрых и тепловых нейтронах (ВНИИНМ), включая
 - совершенствование технологий переработки отработавшего ядерного топлива (НИИАР);
 - расчетно-экспериментальное обоснование условий окончательного удаления радиоактивных отходов и разработку перспективных обеспечивающих технологий (ВНИИХТ);
 - отработку пирохимической технологии переработки плотного топлива и технологий обращения с радиоактивными отходами для замкнутого ядерного топливного цикла (НИИАР).

Ответственность за реализацию программы приказом по Госкорпорации «Росатом» возложена на заместителя ее генерального директора, который возглавляет Координационный совет, состоящий из руководителей направлений. Ответственными за выполнение конкретных проектов назначены руководители проектов.

Для обоснования и подтверждения выбранных технических решений по БН-К предусмотрено проведение научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по следующим направлениям, в том числе их номенклатуры:

- НИОКР в обоснование проекта АЭС с реакторной установкой БН-К;
- НИОКР в обоснование проекта реакторной установки БН-К;
- НИОКР в обоснование активной зоны реактора БН-К;
- НИОКР в обоснование проекта парогенератора реакторной установки БН-К;
- НИОКР по ядерному топливному циклу;
- НИОКР в обоснование безопасности реакторной установки БН-К.

Основные проектные работы должны быть обоснованы и выполнены к 2014 г., подтверждающие НИОКР должны быть выполнены к 2017 г.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В принятой федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.» сформулирована важная научно-техническая проблема создания проекта энергоблока АЭС с реактором на быстрых нейтронах большой мощности для работы в замкнутом ядерном топливном цикле. Технические предложения, разработанные организациями Росатома, заключаются в ряде инновационных технических решений, обосновывающих возможность создания проекта энергоблока мощностью 1200 МВт.эл. с натриевым реактором на быстрых нейтронах, капитальные затраты на сооружение которого сопоставимы с энергоблоком АЭС-2006. Проведенная организация выполнения научно-технических и опытно-конструкторских работ в обоснование и подтверждение этих технических решений позволяет создать технический проект энергоблока БН-К к 2014 г.

Литература

1. Постановление Правительства Российской Федерации от 3 февраля 2010 г. №50 «О федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.»
2. *Каграманян В.С.* Обращение с отработавшим топливом ядерных энергетических реакторов/ Международная конференция МАГАТЭ (Вена, 19-22 июня 2006 г.).
3. *Джадд А.* Реакторы-размножители на быстрых нейтронах – М.: Энергоатомиздат, 1984. – С. 8.
4. *Васильев Б.А.* Принципиальная преемственность// Росэнергоатом. – №6. – 2010.

Поступила в редакцию 14.10.2010

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.526

Status and Trends of the Fast Reactor Technology Development \V.M. Poplavsky; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 11 pages, 7 tables, 3 illustrations. – References, 8 titles.

It is shown that by the present time only the technology of the fast sodium-cooled reactors as a basis of the new technological platform involving the closed fuel cycle is actually available to be commercialized. It is declared that the utilization of other coolants can improve safety and performance of the fast reactors.

УДК 621.0395.2

Development of the Design of the Large Sodium-Cooled Fast Reactor Unit (BN-K) \N.N. Oshkanov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 6 pages, 3 illustrations. – References, 4 titles.

The choice of the BN-K commercial fast reactor as a basis of the new technological platform is justified. The ways of reduction in the unit cost of the construction down to the BNPP-2006 project are shown.

УДК 621.039.526

30-year Commercial Operating Experience from the BN-600 Reactor \M.V. Bakanov, O.A. Potapov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 5 pages, 1 table, 4 illustrations. – References, 3 titles.

The main outcomes of the operation of the BN-600 liquid metal fast reactor and achieved performance indicators are considered. The fields of work on the BN-600 lifetime extension are presented.

УДК 621.039.5

Facts from the BN-600 Development History \L.A. Kochetkov, V.M. Poplavsky, M.F. Troyanov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 5 pages.

The concise historical review of the design, construction and operation of the BN-600 power unit, BN-350 power unit successor but designed on a different technological platform, is presented. The problems encountered at the initial stage of the BN-600 operation are shown. The perspectives of the development of the fast sodium-cooled reactors are shown.

УДК 621.039.53

Development of the Methodology and Justification of the Extension of Lifetime of the Vessel and Irreplaceable in-vessel Components of the BN-600 Reactor to 45 Years \B.A. Vasilev, O.Yu. Vilensky, V.B. Kaydalov, Yu.L. Kamanin, B.Z. Margolin, A.G. Gulenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 12 pages, 2 tables, 3 illustrations.

The predictive analysis of the effect of the negative factors on the lifetime of the irreplaceable BN-600 reactor components (reactor vessel, irreplaceable in-vessel components) has been fulfilled. The results of the completed work have shown that the serviceability of the vessel and irreplaceable in-vessel components of the BN-600 reactor for 45 years of operation is ensured.

УДК 621.039.5

Ensuring the Serviceability of the Replaceable Reactor Components while Extending the BN-600 Power Unit Lifetime up to 45 Years \B.A. Vasilev, A.V. Timofeev, M.A. Lyubimov, V.V. Gladkov, V.B. Kaydalov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 11 pages, 1 table.

The Experimental machine-building design office together with the Central research centre of structural materials called «Prometheus» and Beloyarsk NPP have carried out the work on justifying and ensuring the serviceability of the replaceable equipment of the BN-600 reactor while extending