

**Продление срока эксплуатации атомных  
электростанций**

## СОДЕРЖАНИЕ

1. Атомная энергетика в России и за рубежом (особенности и основные направления развития)
2. Особенности процесса продления срока службы блоков АЭС
  - 2.1 Концепция и порядок подготовки блоков АЭС к ПСЭ
3. Технические особенности выполнения программы ПСЭ на энергоблоках АЭС
4. Экономика
  - 4.1. Экономика атомной энергетики
  - 4.2. Экономика продления срока эксплуатации АЭС
5. Правовое регулирование процесса продления срока эксплуатации блоков АЭС
6. Приложение

**П**ринятая Россией концепция продления срока эксплуатации (ПСЭ) атомных электростанций (АЭС), выработавших свой ресурс, вызывает тревогу не только в России, но и за рубежом. Многие ученые, специалисты и представители общественности утверждают, что это инициатива российского атомного ведомства экономически ущербна, технически опасна и юридически незаконна.

Представители «Росэнергоатома» утверждают обратное: продление срока эксплуатации АЭС в условиях недофинансирования отрасли – это панацея для атомной энергетики. Главные аргументы, которые они приводят, отстаивая концепцию продления, это:<sup>1</sup>

- консерватизм принятой расчетной базы обоснования 30-летнего срока службы действующих АЭС;
- большой объем модернизации в период проектного срока эксплуатации;
- удельные финансовые затраты продления сроков эксплуатации блоков значительно меньше затрат на ввод любых новых блоков.

Атомщики уверены, что опыт, полученный при эксплуатации АЭС, даст возможность им обосновать пересмотр ранее установленных сроков службы блоков и убедить общественность в безопасности и необходимости концепции ПСЭ.

«Беллона» попытались всесторонне оценить проблему продления срока эксплуатации российских АЭС и изложить свою позицию.

При подготовке этой позиции, мы использовали тезисы выступления проф. Александра Нечаева «Ядерная энергетика: томительное ожидание ренессанса с широко закрытыми глазами», прозвучавшего на конференции Росатома в Петербурге; презентацию Росэнергоатома, подготовленную А.А. Абагяном, П.Г. Медведевым и Н.М. Сорокиным «Продление сроков эксплуатации энергоблоков АЭС России», а также материалы сайтов [www.minatom.ru](http://www.minatom.ru) и [www.rosatom.ru](http://www.rosatom.ru).

---

<sup>1</sup> См., например, Нигматулин Б.И., Стратегия и основные направления развития атомной энергетики России в первой половине XXI в. // Теплоэнергетика № 1 2001. [http://www.wdcb.ru/mining/articles/art\\_2/art2.html](http://www.wdcb.ru/mining/articles/art_2/art2.html)  
А.А. Абагян, П.Г. Медведев, Н.М. Сорокин. Продление сроков эксплуатации энергоблоков АЭС России. Вена, декабрь 2005 года. (презентация) [www.decomatom.org.ru/rus/about/volsky.ppt](http://www.decomatom.org.ru/rus/about/volsky.ppt)

## 1. АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА В РОССИИ И ЗА РУБЕЖОМ (особенности и основные направления развития)

Развитие атомной энергетики в мире за последние двадцать лет не дает атомщикам всех стран оснований для полного оптимизма. Начиная с 1985 года зарубежная статистика демонстрирует неуклонное снижение темпов роста ядерной энергетики. Строительство новых АЭС поддерживается сегодня, по существу, только азиатскими странами, которые любыми способами пытаются добиться энергетической независимости, а также ядерными амбициями Ирана и Бразилии<sup>2</sup>.

В США, крупнейшей ядерно-энергетической державе мира, новые атомные энергоблоки не вводились в строй более 25 лет. В Европе программа строительства первого за многие годы атомного энергоблока в Финляндии и решение Франции о строительстве одного 1600 МВт реактора во Фламанвиле воспринимаются атомным лобби с восторгом, что вовсе не соответствует масштабу события. Германия находится в состоянии «атомного выхода» (старые станции дорабатывают проектный срок, новые – не строятся).

В ряду опасных и неблагоприятных факторов, которые в настоящее время являются не до конца решенными и стоят на пути развития атомной энергетики, выделяют следующие:

1. Сохраняющаяся потенциальная опасность распространения делящихся материалов и ядерных технологий (недееспособность существующих механизмов сдерживания наглядно продемонстрировали Северная Корея, Иран, Израиль).
2. При работе реакторов на легкой воде нарабатывается плутоний и другие трансурановые элементы, что способствует развитию атомного оружия и других военных технологий.
3. Образование большого количества отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) по причине чрезмерно низкого уровня выгорания ядерного топлива в реакторах.
4. Выброс в окружающую среду антропогенных так называемых «вечных» и «глобальных» радионуклидов.
5. Опасности, сохраняющиеся при нормальной работе АЭС:
  - опасное наличие в ныне действующих реакторах избыточной реактивности.
  - проблемы, связанные с проявлением «человеческого фактора».
  - опасности, связанные с проявлением ядерного и радиационного терроризма.
6. Опасности, связанные с возможным возникновением аварий, таких как:
  - возникновение неконтролируемой ЦРД;
  - аварийные прорывы теплоносителя из I-го контура охлаждения реакторов ныне действующих АЭС;
  - полное отключение электроснабжения АЭС, а также других крупных объектов ядерно-энергетического комплекса (имея ввиду возможные случаи одновременного аварийного отключения автономных систем их резервного энергоснабжения).
7. Опасности, связанные с гипотетическими, но практически возможными случаями (падение летательного аппарата, тайфуны, землетрясения и т.д.)
8. Опасности, связанные с необходимостью внешних дальних транспортировок ОЯТ и радиоактивных отходов (РАО).

---

<sup>2</sup> Подробнее см. Нечаев А.Ф. Ядерная энергетика: томительное ожидание ренессанса с «широко закрытыми» глазами // материалы VIII Международной конференции «Безопасность ядерных технологий: экономика безопасности и обращение с источниками ионизирующих излучений».

9. Опасности, связанные с проблемами захоронения образующегося при нынешней ядерной энергетике ОЯТ и РАО, включая целый комплекс проблем, исходящих от начинающегося вывода из эксплуатации АЭС и других ядерных объектов.
10. Опасности, связанные с необходимостью «вечного» хранения огромных по объёму отходов от химической переработки урановых руд.
11. Опасности, связанные с функционированием нынешних крупномасштабных радиохимических производств, особо учитывая при этом не только уже известные на них аварии, но и принципиально возможные инциденты в будущем с ещё более пагубными последствиями.
12. Инвестиционная непривлекательность атомной энергетики, обусловленная крупными исходными вложениями и большими политическими рисками привлекаемых инвестиций.

Последним в СССР был построен 3 блок Смоленской АЭС с реактором черныбыльского типа РБМК-1000 в 1989 году. В независимой России за почти пятнадцать лет были достроены только три блока, строительство которых было законсервировано в конце 1980х — 4 блок Балаковской АЭС (1994), 1 блок Ростовской АЭС (2001), 3 блок Калининской АЭС (2005). Причем суммы, затраченные на достройку этих блоков, составили более трех миллиардов долларов, и это притом, что в момент консервации степень готовности блоков составляла около 70 процентов.

В России, в рамках проведения реформы электроэнергетики, распоряжением Правительства РФ от 8 сентября 2001 г. № 1207-р. создана генерирующая компания атомных станций (ГК АЭС) – концерн «Росэнергоатом».

По данным «Росэнергоатома», в настоящее время на территории России работает 10 АЭС (31 энергоблок) суммарной мощностью 22,2 Гвт, которые обеспечивают около 16% потребностей страны в электроэнергии по цене около 45,7 коп./кВт.ч (что на ~13-15% ниже среднего тарифа продаж энергии на теплоэлектростанциях (ТЭС)).

В так называемом «оптимальном» варианте, изложенном в «Стратегии развития атомной энергетики России в первой половине XXI века», к 2020 году в России планируется ввести в строй 39 ядерных энергетических реакторов, что позволит (с учетом вывода из эксплуатации 12 энергоблоков) выйти на уровень в 52,6 ГВт суммарной установленной мощности АЭС. В то же время глава Росатома Сергей Кириенко заявил, что Росатом планирует завершить строительство 40 энергоблоков до 2030 года, что позволит увеличить долю выработки электроэнергии на атомных станциях с 16 до 25%. Кроме того, за этот же срок в Росатоме рассчитывают построить от 40 до 60 энергоблоков за границей.

С 2000 по 2005 гг. в России в эксплуатацию введено два энергоблока вместо планировавшихся пяти. Достройка еще одного блока (на Волгодонской АЭС) может быть завершена к 2010 году. Таким образом, суммарная мощность за 10 лет возрастет на три, в лучшем случае – на 4 ГВт вместо планируемых 10,8 ГВт. Очевидно, что развитие атомной энергетики России уже сейчас идет далеко не по «оптимальному варианту» как планировалось в стратегии.

Одновременно с достройкой новых блоков Россия продлевается сроки эксплуатации действующих энергоблоков первого поколения с реакторами типа ЭГП-6, ВВЭР-440 и РБМК-1000 на срок до 15 лет, планируя в дальнейшем перейти на формулу 15+30. По состоянию на конец 2005 года выполнены работы по продлению срока эксплуатации семи энергоблоков АЭС первого поколения.

Название АЭС	№ блока	Тип реактора	Мощн. (Мвт.)	Срок ввода (год)	Исчерпание назначенного срока службы (30 лет.)	Дата продления срока службы на 15 лет
Билибинская	1	ЭГП-6	12	1974	2004	Начало 2004
	2	ЭГП-6	12	1974	2004	Начало 2005
Кольская	1	ВВЭР-440	440	1973	2003	Июнь 2003
	2	ВВЭР-440	440	1974	2004	Август 2004
Ленинградская	1	РБМК-1000	1000	1973	2003	Октябрь 2004
Новоронежская	3	ВВЭР-440	440	1971	2001	Декабрь 2001
	4	ВВЭР-440	440	1972	2002	Декабрь 2002

В период с 2005 по 2008г.г. «Росэнергоатом» планирует завершить работы по продлению срока эксплуатации еще 4-х энергоблоков АЭС, назначенный срок службы которых истекает в 2006 году.

Название АЭС	№ блока	Тип реактора	Мощность (брутто, МВт)	Поколение	Срок ввода (год)	Исчерпание назначенного 30-летнего срока службы (год)	Продолжительность дополн. срока службы, лет (прогноз)
Билибинская	3	ЭГП-6	12	I	1975	2005	15
	4	ЭГП-6	12	I	1976	2006	15
Курская	1	РБМК-1000	1000	I	1976	2006	15
Ленинградская	2	РБМК-1000	1000	I	1975	2005	15

Кроме того, в период с 2005 по 2008 г.г. «Росэнергоатом» планирует выполнить работы, направленные на подготовку к продлению срока эксплуатации 8-ми энергоблоков АЭС, назначенный 30-летний срок службы которых истекает после 2008 года (в период до 2013 года). В число блоков, срок эксплуатации которых планируется продлить более чем на 15 лет, входят блоки второго поколения (см. табл.).

Название АЭС	№ блока	Тип реактора	Мощность (брутто, МВт)	Поколение	Срок ввода (год)	Исчерпание назначенного 30-летнего срока службы (год)	Продолжительность дополн. срока службы, лет (прогноз)
Белоярская	3	БН-600	600	II	1980	2010	15
Кольская	3	ВВЭР-440	440	II	1981	2011	25-30
Курская	2	РБМК-1000	1000	I	1979	2009	15
	3	РБМК-1000	1000	II	1983	2013	15-20
Ленинградская	3	РБМК-1000	1000	II	1979	2009	15-20
	4	РБМК-1000	1000	II	1981	2011	15-20
Ново-воронежская	5	ВВЭР-1000	1000	II	1980	2010	25-30
Смоленская	1	РБМК-1000	1000	II	1982	2012	15-20

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Перспективы развития атомной энергетики во многом будут зависеть от политической и экономической ситуации в мире и в России в частности. В целом, нынешнее состояние ядерной энергетики в мире эксперты характеризуют как неустойчивое равновесие, при котором шансы на развитие и регресс практически равновероятны.

Атомное ведомство России намерено увеличить долю ядерной энергетики страны с нынешних 16 до 23%. Для возрастания доли ядерной энергетики до 23% необходимо до 2020 года ежегодно вводить в строй примерно по два новых блока-гигаваттника.

Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века в своем оптимистическом сценарии предусматривает такой темп роста, основываясь на том, что атомная отрасль технически наиболее совершенна. Это достаточно спорный аргумент, поскольку сами атомщики в своей стратегии признают, что атомная энергетика нынешнего поколения свои возможности исчерпала. А следующее поколение, о котором говорят в основном ядерщики-ученые, а не практики, находится в стадии научных разработок. Строительство пяти энергоблоков за рубежом свидетельствует о том, что Россия намерена по-прежнему в ближайшее время оставаться на уровне нынешнего поколения атомной энергетики.

Необходимо заметить, что в тепловой и гидроэнергетике также предстоит решить ряд больших задач по переходу на новые, более наукоемкие и совершенные установки. Здесь также стоит проблема замещения выбывающих мощностей. Кроме этого в последнее время наблюдаются не совсем благоприятные политические тенденции, (российско-украинский конфликт, иранско-иракские проблемы) влияющие на обеспечение топливом (газом, нефтью) тепловых электростанций стран, не добывающих углеводородные энергоносители.

Тем не менее, построенная недавно под Санкт-Петербургом Северо-Западная ТЭЦ, строящаяся Юго-Западная ТЭЦ, и заложенный в 2005 году в Подмосковье новый тепловой энергоблок на основе современных парогазовых циклов мощностью 450 МВт обладают значительно более высоким КПД по сравнению с традиционными ТЭЦ, и обеспечивают значительную экономию топлива и значительно более экологичны. В ближайшие годы планируется сооружение целой серии таких блоков. Поэтому ядерщикам предстоит еще серьезно доказывать, что атомная энергетика позволяет экономить значительное количество газа, который можно продать на экспорт, — до сих пор их расчеты базировались на том, что КПД теплоэлектростанций не изменится, и выбросы останутся такими же, как сегодня.

## **2. ОСОБЕННОСТИ ПРОЦЕССА ПРОДЛЕНИЯ СРОКА СЛУЖБЫ БЛОКОВ АЭС**

**С**ледует отметить, что исходя из понятий, приведенных в нормативных документах, под блоком АЭС понимается часть атомной станции в составе ядерной установки (ЯР), радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, а также хранилищ радиоактивных отходов. Таким образом, говоря о продлении срока службы блоков АЭС, мы подразумеваем деятельность по подготовке к эксплуатации в период дополнительного срока всех вышеперечисленных объектов. В нормативном документе Гостомнадзора «Требования ... НП-24-2000» эти объекты еще определены как «объекты использования атомной энергии (ОИАЭ)».

Решения о ПСЭ или выводе из эксплуатации *должно быть принято за 5 лет* до окончания назначенного срока службы.

## **2.1. КОНЦЕПЦИЯ И ПОРЯДОК ПОДГОТОВКИ БЛОКОВ АЭС К ПСЭ**

Согласно требованиям норм, продолжительность эксплуатации блока АЭС сверх назначенного (или 30-ти летнего) срока эксплуатации должна быть установлена с учетом технических и экономических факторов, включающих в себя:

- возможность обеспечения и поддержания требуемого уровня безопасности;
- наличие необходимого остаточного ресурса у невозобновляемого (незаменяемого) оборудования;
- наличие возможности временного хранения дополнительного количества отработавшего ядерного топлива или его вывоза с площадки АЭС;
- возможность обеспечения безопасности при обращении с радиоактивными отходами, образующимися в период дополнительного срока эксплуатации;
- возможность обеспечения безопасности блока АЭС при выводе его из эксплуатации после окончания дополнительного срока эксплуатации.

Подготовка блока АЭС к продлению сроков эксплуатации осуществляется в два этапа.

*На первом этапе* выполняется комплекс работ (комплексное обследование) для оценки технической возможности и экономической целесообразности ПСЭ. Здесь же формируется инвестиционный проект ПСЭ.

При комплексном обследовании определяется фактическое техническое состояние блока АЭС и остаточный ресурс его элементов. Особое внимание при этом должно быть уделено техническому состоянию элементов, важных для безопасности. Кроме этого должны быть определены:

- 1) элементы, важные для безопасности, выработавшие свой ресурс и подлежащие замене;
  - 2) элементы, важные для безопасности, выработавшие свой ресурс, но имеющие возможность продления его за счет периодического технического обслуживания и ремонта;
  - 3) элементы, важные для безопасности, обладающие остаточным ресурсом, эксплуатация которых может быть продлена на определенный период времени;
  - 4) невосстанавливаемые (незаменяемые) элементы и предварительная оценка их остаточного ресурса;
  - 5) возможность обеспечения хранения отработавшего ядерного топлива и радиоактивных отходов, образующихся в период дополнительного срока эксплуатации;
- б) возможность безопасного обращения с радиоактивными отходами.

Особое значение для безопасности и возможности ПСЭ имеет оценка технического состояния и обоснование остаточного ресурса элементов АЭС, важных для безопасности, указанных в пп. 2 и 3, а также возможности дальнейшей эксплуатации невосстанавливаемых (незаменяемых) элементов.

К невосстанавливаемым (незаменяемым) элементам относятся корпус реактора и его внутрикорпусные элементы и конструкции, графитовая кладка, трубопроводы первого контура, насосы первого контура, биологическая защита и некоторые другие устройства и механизмы.

При оценке технического состояния и обосновании остаточного ресурса элементов АЭС должен быть выполнен анализ отступлений проекта от современных требований нормативно-технической документации, анализ истории эксплуатации этих элементов, а

также выполнен комплекс материаловедческих работ, в процессе которых анализируются данные по металлу оборудования, проводятся дополнительные испытания и делается прогноз изменения состояния металла.

После выполнения поверочных расчетов прочности оборудования дается заключение о техническом состоянии и остаточном ресурсе оборудования блока АЭС.

Аналогичный комплекс работ и определение остаточного ресурса выполняется также с оборудованием зданий, сооружений, строительных конструкций, фундаментов и оснований, отнесенных к классам безопасности 1 и 2.

По результатам комплексного обследования делаются выводы:

- о результатах экспертной оценки остаточного ресурса, включая перечень элементов, выработавших свой ресурс;
- о фактическом состоянии систем (элементов) по результатам контроля, испытаний, исследований в процессе обследования;
- о состоянии систем (элементов) и о рекомендациях по реализации мер, необходимых для обеспечения их работоспособности и надежности;

В заключении оценивается уровень безопасности блока АЭС, делаются предложения по программам дополнительных работ для определения остаточного ресурса систем (элементов) блока АЭС, определяется объем и номенклатура работ по подготовке к ПСЭ и формируется инвестиционный проект продления срока эксплуатации блока АЭС.

*На втором этапе* выполняется комплекс работ с целью обеспечения безопасной эксплуатации блока в период дополнительного срока. В это же время реализуется инвестиционный проект ПСЭ.

Блоки АЭС с реакторами канального типа (ЭГП-6 и РБМК-1000), а также с водой под давлением (ВВЭР-440), срок эксплуатации которых был продлен, прошли модернизацию, поскольку их уровень безопасности не соответствовал современным требованиям НТД.

Объем модернизации этих блоков был определен на основе анализа безопасности, опыта эксплуатации, комплексного обследования и рекомендаций МАГАТЭ.

Согласно нормативной документации (НП - 017 – 2000) модернизация на этих блоках должна была быть выполнена в соответствии с рабочей проектно-конструкторской документацией, которая была разработана в соответствии с программой обеспечения качества и утверждена в установленном порядке.

По данным «Росэнергоатома», в рамках подготовки к ПСЭ модернизация блоков с реактором РБМК-1000 была выполнена в следующем объеме:

- внедрена новая трехканальная быстродействующая длительного расхолаживания система аварийного охлаждения реактора;
- модернизирована система аварийного электроснабжения с организацией 3-х каналов;
- внедрена вторая система остановки реактора, модернизирован блок щитового управления;
- внедрена информационно-измерительная система «СКАЛА–микро»;
- модернизирована система надежного технического водоснабжения;
- внедрен резервный щит управления;
- модернизирован контур многократной принудительной циркуляции.



На АЭС с реакторами ВВЭР-440/В-230 при модернизации были выполнены следующие работы:

- внедрена концепция «течь перед разрушением» (системы диагностики и неразрушающего контроля);
- решена проблема хрупкой прочности корпуса (отжиг, кассеты-экраны, темплеты, быстродействующие запорно-отсечные клапаны на паропроводах);
- заменены технические средства контроля, управления и защиты реактора;
- модернизированы системы безопасности (надежного электроснабжения потребителей первой и второй групп, аварийного ввода бора и спринклерной, технической воды – 3 канала по 100%);
- модернизация системы локализации аварии (внедрен струйно-вихревой конденсатор; повышена плотность гермоограждения);
- заменены предохранительные клапаны парогенераторов и компенсатора давления (обеспечена возможность «feed and bleed»);
- внедрены меры по управлению запроектными авариями (передвижные дизель-генератор и насосная установка; супераварийная подпитка парогенераторов);
- внедрен резервный щит управления;
- комплекс мер по повышению пожарной безопасности.

Второй этап завершается выполнением углубленного анализа безопасности блока АЭС и разработкой отчета по углубленной оценке безопасности (ОУОБ).

Процедура, а тем более технологические и технические процессы продления срока эксплуатации атомных блоков остаются достаточно закрытой темой для общественности. Но даже при максимальной открытости этого процесса вряд ли в российских НПО нашлись бы ресурсы (деньги, эксперты-специалисты, технические возможности и т.д.) для сопровождения (отслеживания, наблюдения, анализа, выработки рекомендаций и т.д.) всего процесса ПСЭ. Самое реальное, что могут сделать НПО, – это изучить, проанализировать и оценить ОУОБ продлеваемых блоков АЭС. При общем отрицательном отношении к самой концепции продления сроков эксплуатации, НПО, изучив и проанализировав ОУОП, могли бы на своем уровне оценить фактическое состояние энергоблоков, уровень их безопасности, а также оценить, каково может быть влияние работы энергоблока на персонал, население и природную среду после продления срока его службы.

ОУОБ разрабатывается в соответствии с рекомендациями Ростехнадзора (РБ Г-12-42-97), с учетом всех реализованных на энергоблоке модификаций. ОУПБ состоит из сводного тома и четырех приложений.

Сводный том ОУПБ содержит всю общую информацию об энергоблоке, начиная с решения о его строительстве. В ОУПБ представлена концепция безопасности энергоблока, которая:

- излагает проектные критерии и принципы безопасности;
- демонстрирует, как обеспечиваются требования по ядерной и радиационной безопасности;
- определяет и описывает системы безопасности;
- приводит значение параметров пределов безопасной эксплуатации и проектные пределы для проектных аварий;
- дает информацию о пожарной безопасности;
- приводит перечень ожидаемых уровней экстремальных природных и техногенных воздействий повторяемостью чаще  $10^{-2}$  /год;
- приводит условия нормальной эксплуатации при проектных режимах;
- излагает основные принципы и критерии физической безопасности;
- представляет планы мероприятий в случае аварий.

В ОУПБ дается характеристика площадки, описание и состояние важных для безопасности систем, оборудования и сооружений АЭС, а также детерминистский анализ безопасности и анализ эксплуатации.

К сводному тому разрабатываются четыре приложения:

Приложение 1 «Материалы технического обоснования безопасности (ТОБ)»;

Приложение 2 «Материалы дополнительного обоснования безопасности»;

Приложение 3 «Вероятностный анализ безопасности (ВАБ)»;

Приложение 4 «Анализ запроектных аварий»;

В отчете по УОБ приводятся мероприятия, направленные на обеспечение дальнейшей безопасной эксплуатации блока АЭС (за пределами проектного срока службы).

«Росэнергоатом» в своих отчетах утверждает, что в результате выполненных при модернизации работ вероятность тяжелого повреждения активной зоны реакторов снизилась на 2-3 порядка.

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Как видно из выше приведенных требований нормативных документов, процедура продления срока службы относится не только к ректорам и системам его обслуживающим, но и к системе обращения с ОЯТ и РАО АЭС. Отчеты, опубликованные в прессе и в официальных документах по продлению ресурса Ленинградской, Кольской и других АЭС в основном касаются работ, выполненных с реактором и системами его обслуживающими. В то же время, по информации «Беллоны», хранилища ОЯТ на всех АЭС, и на Ленинградской в частности, уже сегодня находятся в аварийном состоянии<sup>3</sup>. На сегодняшний день на ЛАЭС не выполняется одно из главных требований, предъявляемых к хранилищу – это то, что его конструкция должна позволять выполнить разгрузку любого бассейна в любой момент эксплуатации для проведения работ при аварийной ситуации.

По данным «Беллоны», проблема с ОЯТ на Билибинской АЭС еще более острая, чем на Ленинградской. Следует напомнить, что топливо реакторов РБМК и ЭГП не перерабатывается и не вывозится из пристанционных хранилищ. Решение Росатома по уплотнению пристанционных хранилищ является опасным и не снимает вопроса о хранении ОЯТ в течении срока, на который продлевается работа АЭС.

Одна из причин продления по словам представителей Росатома — отсутствие реальных фондов и средств для снятия с эксплуатации АЭС и обращения с отработавшим ядерным топливом.

Так, крайне медленно проходят работы по демонтажу четырех блоков Белоярской и Нововоронежской АЭС, по соображениям безопасности остановленных задолго до истечения тридцатилетнего срока — в 1981, 1989, 1984 и 1990 годах. Так, отработавшее топливо было подготовлено к вывозу с Нововоронежской АЭС только к концу 2003 года.

### **3. ТЕХНИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ ВЫПОЛНЕНИЯ ПРОГРАММЫ ПСЭ НА ЭНЕРГОБЛОКАХ АЭС**

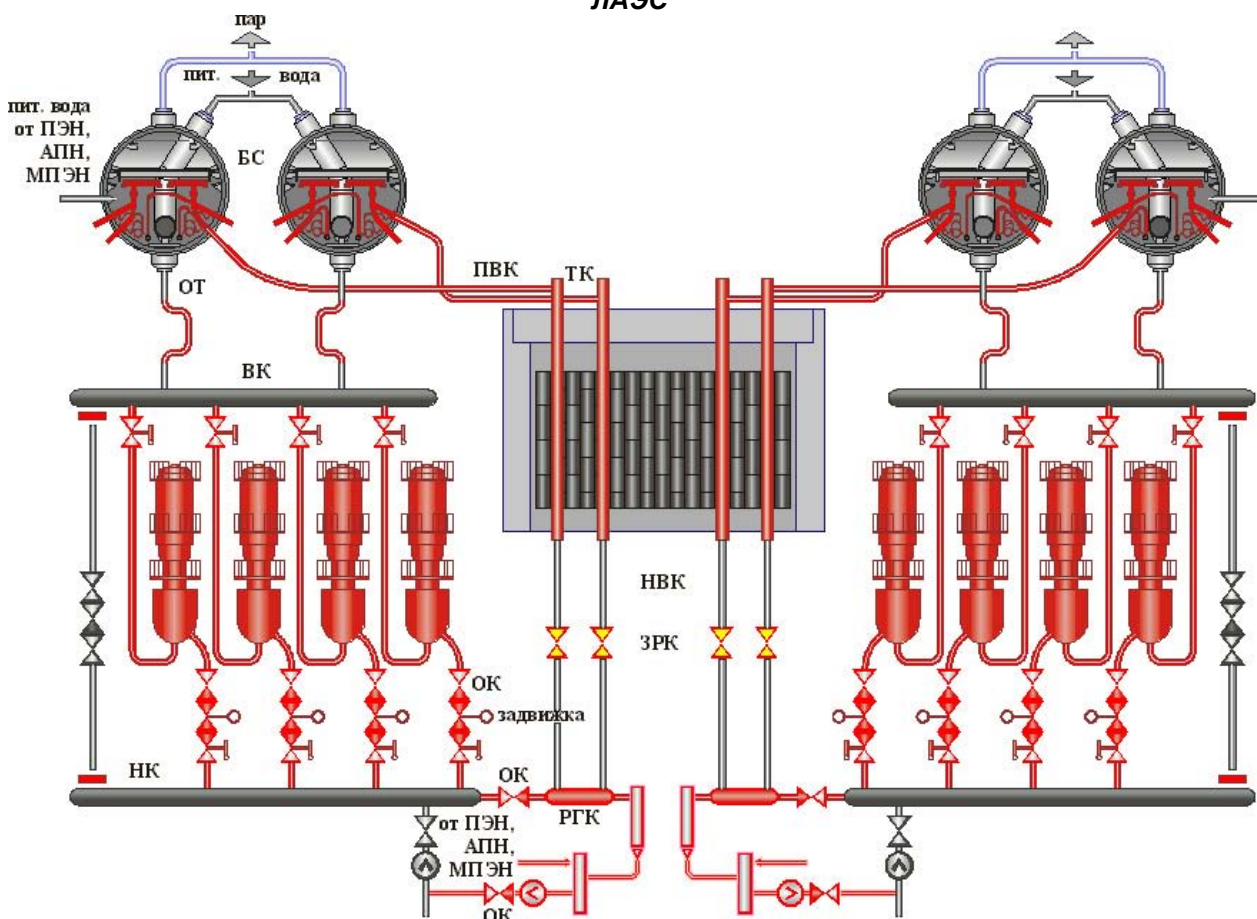
**К**ак было сказано выше, в настоящее время продлен срок эксплуатации энергоблоков с реакторами канального типа ЭГП-6 и РБМК-1000, а также с реакторами с водой под давлением типа ВВЭР-440. Технические характеристики этих энергоблоков приведены в приложении.

---

<sup>3</sup> Сергей Харитонов. Ленинградская АЭС как зеркало атомной энергетики России. Рабочие материалы «Беллоны» 2004. [http://www.bellona.org/ru/international/russia/npps/leningrad/wp\\_2004/index.html](http://www.bellona.org/ru/international/russia/npps/leningrad/wp_2004/index.html)

Энергоблоки, сроки службы которых продлеваются, являются блоками первого поколения. Все блоки за время эксплуатации и в процессе ПСЭ в различной степени были модернизированы. Наибольшей модернизации подверглись блоки с реактором РБМК-1000. Причиной этому была Чернобыльская авария. Модернизация этих блоков началась после аварии и согласно концепции продления должна завершиться в период продления срока эксплуатации. Согласно официальным данным, на всех этапах реконструкции были модернизированы оборудование и трубопроводы первого контура реактора, которые на рисунке выделены красным цветом.

**Схема первого контура реактора 1 блока  
ЛАЭС**



Во время первого этапа реконструкции первого энергоблока ЛАЭС (1989–2002гг.) были заменены все технологические каналы и выполнены следующие работы:

- введена быстродействующая аварийная защита (БАЗ) и выполнены работы по повышению надежности СУЗ;
- модернизирована система парогазовых сбросов для аварий, при которых одновременно происходит разрыв 9 технологических каналов;
- заменены все раздаточные групповые коллекторы с установкой обратных клапанов и ограничительных вставок;
- выполнена модернизация барабан-сепараторов с увеличением оперативного запаса воды в 2,5 раза.

На втором этапе модернизации первого энергоблока ЛАЭС, по официальным данным, были выполнены следующие работы:

- внедрена новая трехканальная быстродействующая система аварийного охлаждения реактора (САОР) и двухканальная САОР длительного расхолаживания, с целью выполнения ей своих функций даже при отказе отдельных ее частей по общей причине;
- внедрена трехканальная система для электроснабжения систем безопасности;
- внедрена система техводоснабжения для обеспечения технической водой систем безопасности;
- внедрен резервный щит управления;
- внедрена комплексная система управления аварийным расхолаживанием;
- внедрена вторая система остановки реактора;
- модернизирована напорная часть контура циркуляции;
- модернизирована автоматизированная система управления технологическими процессами энергоблока «СКАЛА»;

Однако главной задачей при выполнении работ по ПСЭ реакторов типа РБМК является оценка остаточного ресурса незаменимого оборудования, к которому относятся графитовая кладка, корпус и другие металлоконструкции реактора, каналы СУЗ, а также сепараторы и трубопроводы (напорные и всасывающие коллекторы) контура циркуляции. На рисунке все это оборудование обозначено серым цветом. Безопасность продлеваемых энергоблоков во многом будет зависеть от точности этих оценок и от ответственности людей, их выполняющих.

В этой связи результаты некоторых работ по обоснованию ПСЭ вызывают настороженность. Например, «Курчатовский институт» представил доклад по результатам исследований графитовой кладки энергоблока ЛАЭС. По результатам испытаний кернов, отобранных из кладки, институт пришел к заключению, что критический флюенс нейтронов для условий облучения в РБМК должен быть около  $3 \times 10^{22}$  н/см<sup>2</sup> при нормативном значении  $2,1 \times 10^{22}$  н/см<sup>2</sup>. И этот результат позволяет им сделать вывод, что критическое состояние кладки наступит не ранее чем через 45 лет эксплуатации. Складывается впечатление, что науку подгоняют под необходимые Росатому сроки. К сожалению, у общественности нет другого выхода, как верить (или не верить) ученым институтам, принадлежащих Росатому.

Для блоков с ВВЭР-440 существуют вопросы, связанные с радиационным охрупчиванием металла корпусов реакторов. Охрупчивание металла корпуса реактора, работающего под давлением  $125 \text{ Кг/см}^2$  приводит к опасности разрушения конструкции. По данным исследований, важная роль в процессе радиационного охрупчивания стали, из которой сделан корпус реактора, принадлежит меди и фосфору. Причем в худшем положении с точки зрения радиационного охрупчивания находятся корпуса реакторов, которые были сделаны до 1980 года. К ним относятся реакторы Кольской и Новоронежской АЭС. При изготовлении корпусов этих реакторов контроль за содержанием меди в сварных швах не производился, а содержание фосфора в них более высокое.

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Продление срока службы АЭС не только не сокращает перечень выше приведенных опасных факторов, но и увеличивает их. В первую очередь это касается опасностей, которые могут возникнуть при эксплуатации АЭС в повседневных и аварийных режимах. При продлении ресурса невозможно гарантировать такую же надежность работы систем и механизмов, как при работе нового оборудования. По причине временных, технических и технологических трудностей невозможно провести диагностику всех узлов атомной

станции. Если кроме этого учесть человеческий фактор, то опасность АЭС с продленным сроком службы увеличивается на порядок по сравнению с новыми.

Не подтверждаются драматические прогнозы атомщиков о скором и неотвратимом энергетическом кризисе. Сегодня в России предложение превышает спрос на электроэнергию, по крайней мере, на треть. Поэтому аргументы, которые приводят атомщики, обосновывая продление сроков эксплуатации технически и морально устаревших блоков атомных станций, недостаточно убедительны.

## 4. ЭКОНОМИКА

### 4.1. ЭКОНОМИКА АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

**А**томная энергетика России находится в ведении государственного концерна «Росэнергоатом». По данным «Гринписа», «Росэнергоатом» ежегодно продает электроэнергии на сумму около 50 млрд. руб. Из них более половины (30 млрд. руб.) – текущие затраты на производство «ядерного» электричества. Оставшиеся 20 млрд. руб. идут на строительство новых ядерных реакторов.

Удельные капитальные затраты на строительство АЭС, по данным межгосударственной Организации экономического сотрудничества и развития (ОЭСР) от 2000 года, оценивались в 2,1–3,1 млрд. долларов США на 1 ГВт установленной мощности атомных электростанций с легководными реакторами. Стоимость нового ядерного энергоблока финской АЭС "Олкилото", тендер на строительство которой выиграл "Фраматом", составляет 3 млрд. евро, или почти 3,9 млрд. долл. США. Это в 3,5–7 раз выше объема инвестиций в строительство теплоэлектростанций с парогазовыми установками, которые, к тому же, могут быть введены в строй в 3–4 раза быстрее, чем атомная станция.

В 2000 году было официально заявлено, что в России есть готовый проект АЭС с отечественным оборудованием, для реализации которого достаточно вложить около 0,9–0,95 млрд. долл./ГВт. Практика выше названные цифры не подтверждает. По оценкам 1998 года, стоимость строительства головного энергоблока ВВЭР-640 составляла 1,26–1,36 млрд. долл. США, т.е. около 2 млрд. долл. на ГВт. Проведя подсчеты с использованием официальной информации, получим, что при средней инфляции 11% в год капитальные вложения в АЭС должны были возрасти с 2000 по 2005 г. в 1,87 раза и достигнуть как минимум 1,7–1,8 млрд. долл./ГВт. Заметим, что при этом не учитываются другие факторы, например мировой рост цен на сталь.

Оценки затрат на завершение строительства 5-го блока Курской АЭС (750 млн долл. при 75% степени готовности) и опыт достройки 3-го блока Калининской АЭС (1,1 млрд долл. вместо 400 млн долл. по смете) убедительно подтверждают жизнеспособность утверждений, что капитальные затраты составляют не менее 1,7–1,8 млрд долл./ГВт. Других примеров нет, и потому настойчивость, с которой "Росэнергоатом" продолжает отстаивать показатель средних удельных затрат на уровне 0,85 млрд долл./ГВт, выглядит, по меньшей мере, странной.

Логика дальнейших рассуждений такова. Капитальные затраты на АЭС мощностью 1000 МВт составят, по курсу марта 2005 г., 55–65 млрд руб. (или, в соответствии со "Стратегией...", 2,1–2,5 триллиона рублей на всю программу строительства АЭС до 2020г.). В последнее время Росатом несколько пересмотрел свою стратегию и в ближайшие 25 лет намерен на деньги Газпрома построить 40 новых атомных блоков стоимостью 50 млрд руб. каждый.

При тарифе 0,49 руб/кВт-час (включая амортизацию, инвестиционный фонд, фонды безопасности) и 75% КИУМ на атомной станции за год можно выработать электроэнергии на сумму не более 3,2 млрд рублей. В этих условиях, как утверждают

эксперты, за время эксплуатации энергоблока проект окупить нельзя. Повышение тарифа в 3-4 раза, причем – одновременно, может изменить ситуацию к лучшему, но приемлем ли тот вариант для российской экономики и социальной политики?

Исходя из приведенных выше данных, обнародованных экспертами, для любого инвестора, включая государство, вложение средств на развитие атомной энергетики – далеко не лучший вариант помещения капитала. Причиной этому является несравненно более низкая скорость оборота вложенных средств, высокая чувствительность к политическим рискам и отягощение атомной отрасли отложенными капиталозатратными решениями по обращению с отработавшим ядерным топливом, радиоактивными отходами и выводом АЭС из эксплуатации.

Инициатива Росатома по привлечению инвестиций из Газпрома не вызывает особого энтузиазма у менеджеров этой компании и экспертов. Атом— это проблемы с точки зрения безопасности и очень специфический бизнес, говорят менеджеры Газпрома. Они считают, что строительство АЭС сейчас неэффективно, так как они стоят очень дорого, а их использование негибкое, так как АЭС выдают постоянную нагрузку. Скорее всего, вопрос об инвестициях в атомную отрасль в ближайшее время останется открытым и может быть решен только при условии, что политики переведут эту проблему с экономического поля в политическое, что вполне вероятно.

Единственная относительно новая экономическо-экологическая стратегия развития атомной отрасли, базирующаяся на модели т.н. «радиационной эквивалентности», изначально неработоспособна, поскольку ее реализация оправдана только в условиях крупномасштабной (100–150 ГВт) национальной энергетики, рост которой как раз и сдерживается «радиационно-неэквивалентными» РАО и ОЯТ. До сих пор радикально не решена проблема нераспространения ядерного оружия. Последние события в Иране это подтверждают.

## 4.2. ЭКОНОМИКА ПРОДЛЕНИЯ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС

**П**ри оценке экономической эффективности ПСЭ «Росэнергоатом» сопоставляет затраты на продление срока эксплуатации блока АЭС, строительство замещающей генерирующей мощности (новой АЭС) и на вывод из эксплуатации блока АЭС.

Кроме этого оценивается потребность региона в данной генерирующей мощности и конкурентоспособность электроэнергии, вырабатываемой АЭС по сравнению с другими генерирующими мощностями.

В 1998г. в Санкт-Петербурге во ВНИПИЭТ была выполнена предварительная технико-экономическая оценка целесообразности продления назначенного ресурсного срока службы энергоблоков Ленинградской АЭС. Согласно расчетам, проведенным ВНИПИЭТ, величина удельных капитальных вложений на продление срока эксплуатации на 10 лет составляет 166,8 руб./кВт (0,249 млрд долл./ГВт) (здесь и далее по тексту в ценах 1991 г.).

### Справка

*С 20 мая 1991 года был установлен официальный курс доллара США к рублю СССР - один доллар США - 0 руб. 67 коп СССР.*

Одновременно с оценкой технико-экономических показателей рассматриваемого направления развития атомной энергетики были определены параметры предельно-допустимого уровня целесообразности его реализации. Было определено, что удельные капитальные вложения на повышение безопасности и продление срока эксплуатации энергоблоков АЭС с реакторами РБМК на 10 лет *не должны превышать 240 руб./кВт. (0,358 млрд дол./ГВт.)*. По официальным данным, которые получены при разработке проектов, расчеты ВНИПИЭТ подтвердились. Удельные капитальные вложения на продление срока эксплуатации для первого и второго энергоблоков ЛАЭС соответственно

составили 199,34 руб./кВт и 220,77 руб./кВт (0,298 млрд долл./ГВт и 0,33 млрд долл./ГВт.). На основании этого атомщики делают вывод, что продление срока эксплуатации АЭС экономически целесообразно.

В отчетах ЛАЭС отмечается, что из общей суммы затрат по продлению срока эксплуатации 1 и 2 энергоблоков ЛАЭС преимущественная доля затрат приходится на работы по повышению безопасности в обеспечение действующих норм и правил, которая составляет 70%, или 145 руб./кВт (9,6 руб./кВт.), что равно 0,216 млрд долл./ГВт.

В отчете Росатома, который подготовлен для МАГАТЭ и представлен на конференции в Мурманске, называется цифра удельных затрат 200 долларов на 1 кВт мощности (0,2 млрд долл./ГВт).

Как отмечалось выше, все данные по затратам рассчитывались в ценах 1991 года. Невозможно установить методику пересчета на нынешние цены. Однако если взять период с 2000 по 2005 годы и учесть инфляцию (в среднем 11%), то вышеуказанные цифры необходимо как минимум удвоить. А это означает, что удельные капитальные вложения на повышение безопасности и продление срока эксплуатации энергоблоков АЭС с реакторами РБМК на 10 лет *превысили предельно расчетную сумму* 240 руб./кВт, которая была установлена ВНИПИЭТ при планировании. К тому же расчеты делались для десятилетнего продления, а фактически продлили на 15 лет. Как отмечают специалисты, если продление ресурса было выполнено на срок в 1,5 раза больше расчетного, то затраты соответственно также должны увеличиться. Каждому инженеру совершенно ясно, что затраты на продление ресурса любого механизма растут пропорционально времени, на которое продлевается ресурс. Это в первую очередь связано с необходимостью повышать надежность оборудования, а также с дорогостоящими методами диагностики оборудования, которое не подлежит замене. Кроме этого, следует напомнить, что все экономические расчеты по эксплуатации АЭС делаются без учета затрат на обращение (хранение, транспортировка, переработка) с ОЯТ и РАО.

Таким образом, главный аргумент атомного лобби, что продление срока службы АЭС экономически выгодно, по оценкам «Беллоны», достаточно сомнителен.

## **5. ПРАВОВОЕ РЕГУЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПРОДЛЕНИЯ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКОВ АЭС**

**З**аконность продления сроков эксплуатации блоков АЭС вызвала горячие дискуссии в обществе и среди специалистов. Дело дошло даже до суда. Группа ученых посчитала, что продление ресурса блоков АЭС является нарушением закона РФ "Об использовании атомной энергии", в соответствии с которым вопросы, связанные с использованием ядерной энергии, относятся к исключительной компетенции президента РФ. А поскольку президент РФ никаких указов относительно продления срока эксплуатации энергоблоков не издавал, то это является нарушением российского законодательства со стороны Росатома. Ученые утверждают, что ни один из российских законов не предусматривает продление ресурса ядерных объектов, поэтому эта процедура изначально незаконна. Эти утверждения, с нашей точки зрения, неоднозначны, поскольку согласно ст. 9 закона РФ «Об использовании атомной энергии» на правительство возлагается осуществление управления ядерными установками и принятие решений о проектировании, сооружении, эксплуатации и выводе из эксплуатации ядерных энергетических установок (ЯЭУ). А модернизация и продление ресурса, согласно нормативным документам, являются этапами эксплуатации. Минатом (ныне Росатом) является структурой правительства и вправе принимать все решения относительно ядерных установок.

Другим вопросом, который вызвал горячие дебаты, был вопрос о том, надо ли проводить государственную экологическую экспертизу при продлении срока эксплуатации блоков АЭС.

Согласно пункту 5.1.14. общих положений по безопасности (ОПБ-88/77), эксплуатирующая АЭС организация может ставить вопрос о продлении срока эксплуатации блока АЭС. В этом случае в установленном порядке должна быть получена новая лицензия Госатомнадзора России на эксплуатацию блока АЭС. Порядок и условия выдачи лицензии устанавливает «Положение о лицензировании деятельности в области использования атомной энергии». Согласно пункту 12 «Положения», для получения лицензии эксплуатирующая организация наряду с другими документами должна представить заключение государственной экологической экспертизы (п.12в). Других требований нормативных документов нет. Таким образом, несомненно, что при продлении срока эксплуатации должна быть проведена государственная экологическая экспертиза. И согласно статье 19 закона РФ «Об экологической экспертизе», граждане и общественные организации имеют право получать информацию о результатах её проведения. Кроме этого, по инициативе граждан может быть организована общественная экологическая экспертиза, если сведения об объектах экспертизы не будут отнесены к государственной, коммерческой или иной охраняемой законом тайне.

Таким образом, обвинения, которые звучат в адрес атомщиков о незаконном продлении срока эксплуатации блоков, совершенно справедливы.

## **Выводы**

**П**ри отстаивании концепции продления срока эксплуатации энергоблоков АЭС главным аргументом атомщиков является экономический. Они пытаются убедить общественность, специалистов и политиков, что это безопасно и намного дешевле, чем строить новые АЭС и выводить из эксплуатации старые. Действительно, в настоящее время в России за счет бюджета строить новые АЭС невозможно: нет денег. Скорее всего, у Росатома нет также денег и на вывод старых АЭС из эксплуатации. Например в США вывод станции из эксплуатации оценивается примерно в 300 млн долл. Таким образом, атомщики, продлевая срок эксплуатации АЭС, считают, что они всего лишь помогают государству решить экономическую проблему. В ответ на обвинения о нерешенных проблемах с ОЯТ, атомщики уверены, что до 2020 года будут созданы производственные мощности для переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ) на заводе РТ-2 в Красноярске и требуют на внедрение этого проекта 2 млрд долл. Не ясно только, как будут решаться проблемы с ОЯТ ближайшие 15 лет.

По мнению атомщиков, реакторы РБМК, ресурс которых в основном продлевается сегодня, опасны не более, чем любые другие. Они считают, что к катастрофе в Чернобыле привела потеря бдительности персонала. Тем самым признают, что человеческий фактор может играть определяющую роль при эксплуатации реакторов и что реакторы типа РБМК не имеют защиты «от дурака». Необходимо еще раз подчеркнуть, что, несмотря на то, что после Чернобыля система управления и защиты реакторов РБМК была доработана, конструкция и физика активной зоны и реактора осталась прежней, а это означает, что реактор не обладает внутренней безопасностью.

Экономика атомной энергетики до настоящего времени остается загадкой и для самих атомщиков. Многочисленные работы и официальные доклады по экономике «атомного электричества» достаточно противоречивы и неубедительны. Создается впечатление, что одной из причин назначения «неядерного» менеджера Сергея Кириенко руководителем Росатома была как раз экономическая слабость этой отрасли. Самым слабым экономическим звеном (впрочем, как и экологическим) является переработка ОЯТ и обращение с РАО. Возможно поэтому новый руководитель Росатома свою деятельность начал с решения проблем ПО «Маяк».



Экологическая мотивация преимущественного развития ядерной энергетики в настоящее время выглядит неубедительно. Проблема безопасного обращения с радиоактивными отходами АЭС и предприятий ЯТЦ с каждым годом обостряется. Не для кого не секрет, что ратификация Россией Киотского протокола была вызвана скорее ожиданиями доходов от продажи квот на эти выбросы другим странам, а не заботой о насущной необходимости снижения выбросов промышленных газов.

Несомненно, что продление срока эксплуатации энергоблоков происходит с нарушением российского законодательства. Этот факт признает даже мурманская прокуратура, но реально не может остановить этот процесс без поддержки и прямых указаний из Москвы.

## **ПРИЛОЖЕНИЕ 1.**

### **НОРМАТИВНАЯ БАЗА ПРОДЛЕНИЯ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКОВ АЭС<sup>4</sup>**

#### **ДОКУМЕНТЫ ФЕДЕРАЛЬНОГО УРОВНЯ**

- Федеральный закон от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» (Статья 9).
- «Положение о лицензировании деятельности в области использования атомной энергии», утвержденное постановлением Правительства Российской Федерации от 14 июля 1997 г.
- Федеральные нормы и правила «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций», ОПБ-88/97 (пункт 5.1.14).
- Федеральные нормы и правила «Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок», ПНАЭ Г-7-008-89 (пункт 2.1.11).
- Федеральные нормы и правила «Основные требования к продлению срока эксплуатации блока атомной станции», НП-017-2000.
- Государственный стандарт «Надежность АС и их оборудования».

#### **ДОКУМЕНТЫ РОСТЕХНАДЗОРА**

- «Требования к составу комплекта и содержанию документов, обосновывающих безопасность в период дополнительного срока эксплуатации блока атомной станции», РД-04-31-2001.
- «Рекомендации по углубленной оценке безопасности действующих энергоблоков атомных станций с реакторами типа ВВЭР и РБМК (ОУОБ АС)», РБГ-12-42-97.

В рамках проекта МАГАТЭ RUS/9/003 разработаны и введены в действие Руководства по безопасности Ростехнадзора:

- «Состав и содержание отчета по результатам комплексного обследования блока атомной станции для продления срока его эксплуатации», РБ-027-04.

<sup>4</sup> См. А.А. Абагян, П.Г. Медведев, Н.М. Сорокин. Продление сроков эксплуатации энергоблоков АЭС России. Вена, декабрь 2005 года. (презентация) [www.decomatom.org.ru/rus/about/volsky.ppt](http://www.decomatom.org.ru/rus/about/volsky.ppt)

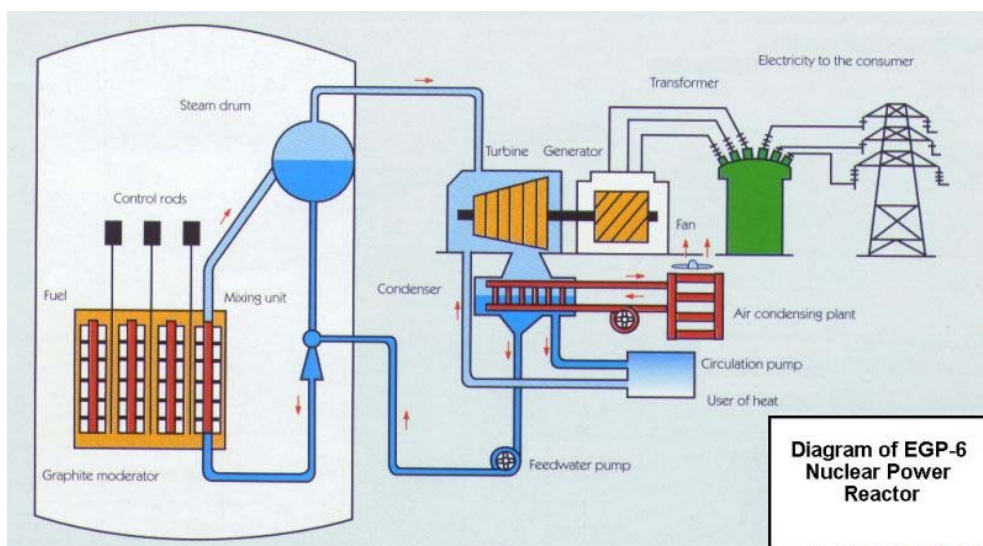
- «Анализ несоответствий блока атомной станции требованиям действующих нормативных документов», РБ-028-04.
- «Состав и содержание материалов по обоснованию остаточного ресурса элементов блока атомной станции для продления срока его эксплуатации», РБ-029-04.
- «Анализ опыта эксплуатации при продлении срока эксплуатации блока атомной станции», РБ-030-04.

#### ДОКУМЕНТЫ ЭКСПЛУАТИРУЮЩЕЙ ОРГАНИЗАЦИИ

- «Типовая программа комплексного обследования блока АС при продлении срока эксплуатации», РД ЭО 0283-01.
- «Порядок организации и проведения модернизации систем и оборудования атомных станций», СТ ЭО 0542-2004.
- «Положение по управлению ресурсными характеристиками элементов энергоблоков АС», РД ЭО 0281-01.
- «Программа обеспечения качества выполнения работ по продлению сроков эксплуатации энергоблоков АС первого поколения (типовая)», РД ЭО 0291-01.
- «Основные положения по продлению срока эксплуатации блоков АС второго поколения», РД ЭО 0327-01.
- Методические и руководящие документы по вопросам оценки остаточного ресурса различных типов оборудования (более 50-ти документов).

#### **ТЕХНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ЭНЕРГОБЛОКОВ, СРОК ЭКСПЛУАТАЦИИ КОТОРЫХ ПРОДЛЕН И ПЛАНИРУЮТСЯ К ПРОДЛЕНИЮ В БЛИЖАЙШИЕ ДВА ГОДА**

##### ЭГП-6



Белоярская станция состоит из четырех однотипных энергоблоков суммарной электрической мощностью 48 МВт с реакторами ЭГП-6 (водно-графитовый гетерогенный реактор канального типа). Прототипами данного типа реактора послужили - реактор первой в мире АЭС в Обнинске и два реактора на Белоярской АЭС. Реакторы для станции спроектировали в Обнинском ФЭИ. Проект станции разработал Урал ТЭП.

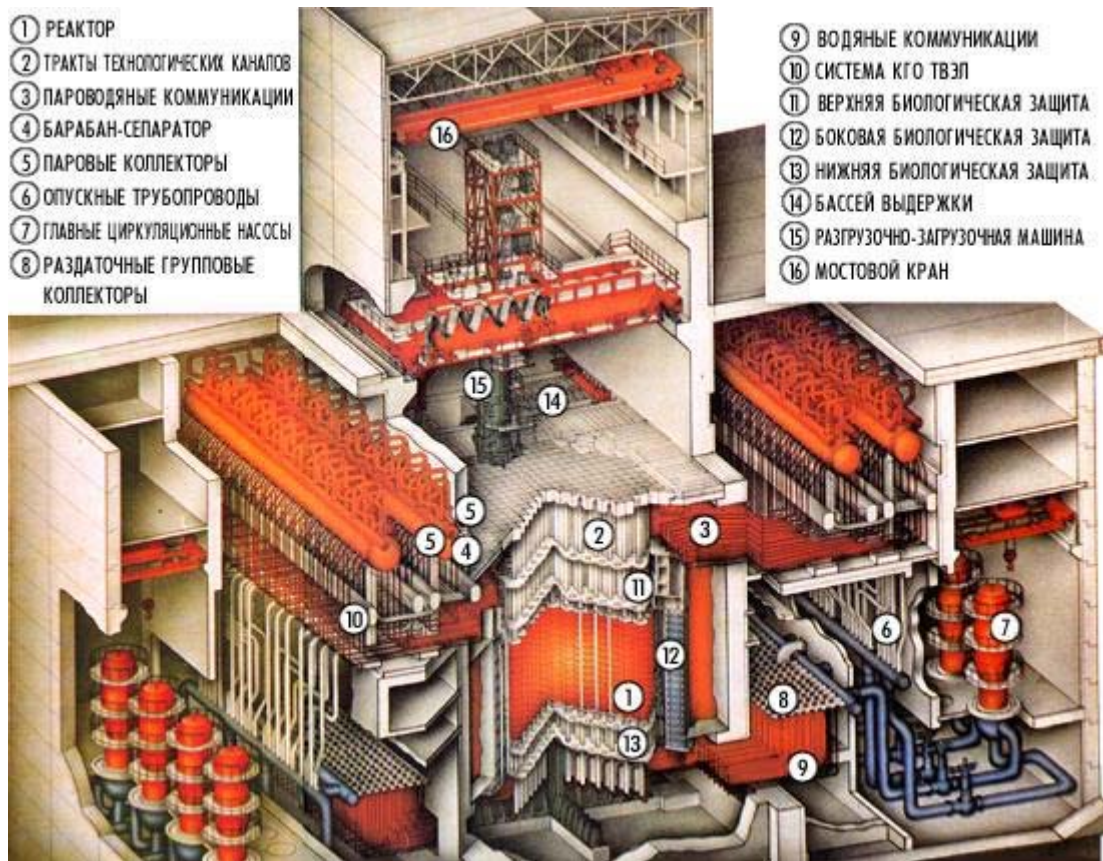
## РБМК-1000

Реактор большой мощности канальный. Тепловой одноконтурный энергетический реактор с кипением теплоносителя в каналах и прямой подачей насыщенного пара в турбины. В роли теплоносителя выступает "легкая" вода, а замедлителем является графит.

Реактор размещается в железобетонной шахте размерами 21,6x21,6x25,5 м. Масса реактора передается на бетон через металлоконструкции, которые служат одновременно защитой от радиационных излучений и вместе с кожухом реактора образуют герметичную полость - реакторное пространство.

Внутри реакторного пространства располагается графитовая кладка цилиндрической формы диаметром 14 и высотой 8 м, состоящая из собранных в колонны блоков размерами 250x250x500 мм с вертикальными отверстиями для установки каналов в центре. Для предотвращения окисления графита и улучшения передачи тепла от графита к теплоносителю реакторное пространство заполнено азотно-гелиевой смесью.

Конструкция реактора и механизмов ППУ



Технологические каналы, предназначенные для установки топливных кассет и организации потока теплоносителя, представляют собой сварные трубные конструкции. Части каналов, располагающиеся в пределах активной зоны, имеют диаметр 88 мм, толщину стенки 4мм и изготовлены из циркония. В качестве топлива в реакторах РБМК используется двуокись урана U235. В природном уране содержится 0,8% изотопа U235. Для уменьшения размеров реактора содержание U235 в топливе предварительно повышается до 2,0 или 2,4% на обогатительных комбинатах.

Тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ) представляет из себя циркониевую трубку высотой 3,5 м и толщиной стенки 0,9 мм с заключенными в нее таблетками двуокиси урана высотой 15 мм. Две соединенные последовательно тепловыделяющие сборки,

содержащие по 18 ТВЭЛов каждая, образуют топливную кассету, длина которой составляет 7 м. Топливная кассета устанавливается в технологический канал. Количество технологических каналов в реакторе -1661. Вода подается в каналы снизу, омывает ТВЭЛы и нагревается, причем часть ее при этом превращается в пар. Образующаяся пароводяная смесь отводится из верхней части канала. Для регулирования расхода воды на входе в каждый канал предусмотрены запорно-регулирующие клапаны.

Управление реактором осуществляется равномерно распределенными по реактору 211 стержнями, содержащими поглощающий нейтроны элемент - бор. Стержни перемещаются индивидуальными сервоприводами в специальных каналах, конструкция которых аналогична технологическим. Стержни имеют собственный водяной контур охлаждения с температурой 40-70°С . Использование стержней различной конструкции обеспечивает возможность регулирования энерговыделения по всему объему реактора и при необходимости его быстрое глушение. Для создания профиля энерговыделения заданной формы и повышения устойчивости работы реактора в часть технологических каналов вместо топливных кассет устанавливаются дополнительные поглотители. В биологической защите применены углеродистая сталь, железобетон, серпентинитовая галька, песок, вода.

**Основные технические данные реактора РБМК-1000**

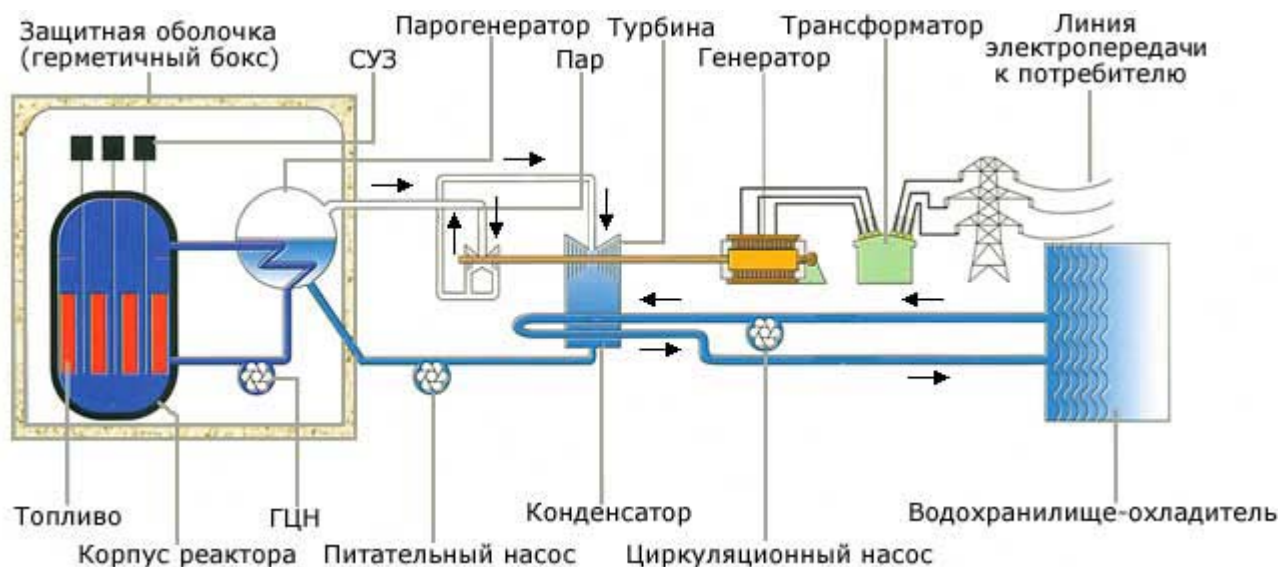
Тепловая мощность, МВт	3200
Электрическая мощность, МВт	1000
Расход теплоносителя, т/ч	48000
Паропроизводительность, т/ч	5600
Давление теплоносителя, кгс/см	69
Температура теплоносителя, С	284
Количество технологических каналов	1661
Количество стержней управления и защиты	211
Загрузка реактора ураном, т	200
Начальное обогащение урана, %	2,0/2,4

### **ВВЭР-440**

Реактор **ВВЭР-400** является реактором корпусного типа с водой под давлением, которая выполняет функцию теплоносителя и замедлителя. Корпус реактора представляет собой вертикальный цилиндрический сосуд высокого давления с крышкой, имеющей разъем с уплотнением и патрубки для входа и выхода теплоносителя. Внутри корпуса закрепляется шахта, являющаяся опорой для активной зоны и части внутрикорпусных устройств и служащая для организации внутренних потоков теплоносителя. Активная зона реакторов собрана из шестигранных тепловыделяющих сборок (ТВС), содержащих тепловыделяющие элементы (ТВЭЛ) стержневого типа с сердечником из диоксида урана в виде таблеток, находящихся в оболочке из циркониевого сплава. В тепловыделяющих сборках ТВЭЛы размещены по треугольной решетке и заключены в чехол из циркониевого сплава. В свою очередь, ТВС также собраны в треугольную решетку с шагом 147 мм. Сверху на активную зону устанавливается блок зашитых труб,

дистанционирующий кассеты в плане и предотвращающий всплытие и вибрацию. На фланец корпуса устанавливается верхний блок с приводами СУЗ, обеспечивающий уплотнение главного разъема. Регулирование реактора осуществляется перемещаемыми регулирующими органами, и как правило, жидким поглотителем. Теплоноситель поступает в реактор через входные патрубки корпуса, проходит вниз по кольцевому зазору между шахтой и корпусом, затем через отверстия в опорной конструкции шахты поднимается вверх по тепловыделяющим сборкам. Нагретый теплоноситель выходит из головок ТВС в межтрубное пространство блока защитных труб и через перфорированную обечайку блока и шахты отводится выходными патрубками из реактора. Реактор ВВЭР обладает свойством саморегулирования: при повышении температуры теплоносителя или мощности реактора происходит самопроизвольное снижение интенсивности цепной реакции в активной зоне, и в конечном итоге снижение мощности реактора.

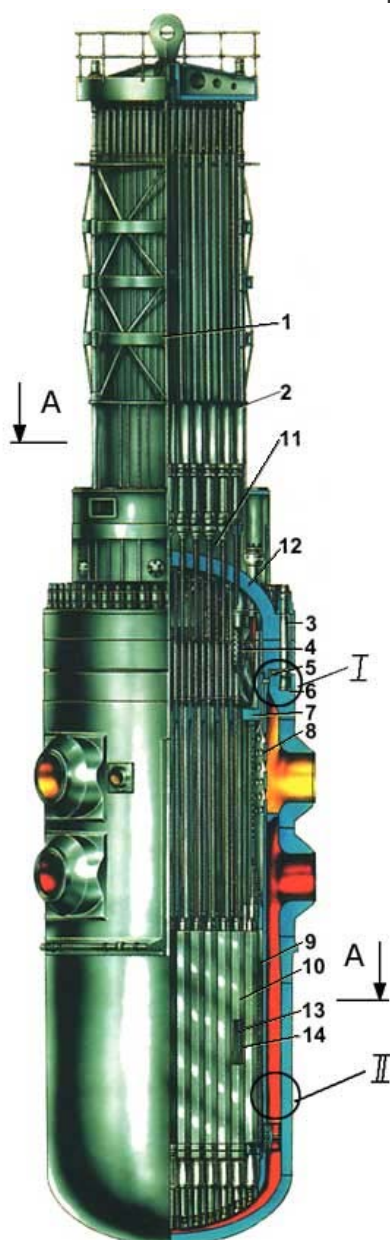
Технологическая схема энергоблока (ВВЭР-440)



Технологическая схема энергоблоков с реакторами ВВЭР-440 имеет два контура. *Первый контур* - радиоактивный. Он включает в себя реактор типа ВВЭР и циркуляционные петли охлаждения. Каждая петля содержит главный циркуляционный насос (ГЦН), парогенератор и две главные запорные задвижки (ГЗЗ). К одной из циркуляционных петель первого контура подсоединен компенсатор давления, с помощью которого в контуре поддерживается заданное давление воды, являющейся в реакторе одновременно и теплоносителем и замедлителем нейтронов. На энергоблоках с реактором ВВЭР-440 имеется по 6 циркуляционных петель.

*Второй контур* - нерадиоактивный. Он включает в себя парогенераторы, паропроводы, паровые турбины, сепараторы-пароперегреватели, питательные насосы и трубопроводы, деаэраторы и регенеративные подогреватели. Парогенератор является общим оборудованием для первого и второго контуров. В нем тепловая энергия, выработанная в реакторе, от первого контура через теплообменные трубки передается второму контуру. Насыщенный пар, вырабатываемый в парогенераторе, по паропроводу поступает на турбину, которая приводит во вращение генератор, вырабатывающий электрический ток. В системе охлаждения конденсаторов турбин на АЭС используются башенные градирни и водохранилище-охладитель

### Конструкция реактора ВВЭР-400



1—верхний блок; 2—привод СУЗ (системы управления и защиты); 3—шпилька; 4—труба для загрузки образцов-свидетелей; 5—уплотнение; 6—корпус реактора; 7—блок защитных труб; 8—шахта; 9—выгородка активной зоны; 10—топливные сборки; 11—теплоизоляция реактора; 12—крышка реактора; 13—регулирующие стержни; 14—топливные стержни;

### Технические характеристики реактора ВВЭР 440.

Параметр	Значение
Теплоноситель	Вода
Замедлитель	Вода
Тепловая мощность	1375 Вт
Количество петель	6
Объемный расход ГЦН	$1,9 \cdot 10^6 \text{ м}^3/\text{с}$
Давление на корпус реактора	12,5 МПа
Температура теплоносителя:	
на входе в реактор	269 С
на выходе	300 С
Число приводов СУЗ	109
Масса корпуса	252т.
Давление во втором контуре	4,4 МПа
Объемное энергонапряжение	86 кВт/л
Обогащение топлива	3,3 %
Число ТВС	349
Число ТВЭЛ	126
Загрузка топлива	42т.