

PACS 28.50 k

СОВРЕМЕННЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ: УСОВЕРШЕНСТВОВАННЫЕ РЕАКТОРЫ III И III+ ПОКОЛЕНИЙ

Д.П. Белозоров, Л.Н. Давыдов

*Институт теоретической физики им. А.И. Ахиезера, ННЦ ХФТИ
ул. Академическая, 1, Харьков 61108, Украина
E-mail: Ldavydov@kipt.kharkov.ua
Поступила в редакцию 18 июня 2007 г.*

На примере усовершенствованных ядерных реакторов третьего поколения анализируются основные тенденции развития ядерной энергетики начала 21 столетия. После определения поколений ядерных реакторов промышленного назначения кратко рассмотрены основные конструкции действующих реакторов второго поколения. Подробно рассмотрены существующие проекты и конструкции реакторов третьего поколения — как большой, так и малой мощности (менее 300 МВт(эл.)). Реакторы третьего поколения, представляя, как правило, эволюционное развитие предыдущего поколения, удовлетворяют ряду жестких требований и являются заметно экономичнее своих предшественников. Самым важным их отличием от реакторов второго поколения является присутствие механизмов пассивной, или внутренне присущей безопасности. В случае отказов или необходимости предотвращения аварии эти механизмы не требуют активного вмешательства персонала и основываются на физических принципах гравитации, естественной конвекции и достаточной термостойкости изделий. В обзоре перечислены различные типы разрабатываемых в мире реакторов третьего поколения — с водяным, жидкометаллическим, газовым и солевым теплоносителями, с графитовым и водяным замедлителем, с топливом в виде стержневых, шаровых и призматических тепловыделяющих элементов, с модульной, интегральной, корпусной или бассейновой конструкцией активной зоны и др. Россия является одной из ведущих стран мира в области реакторостроения, проекты которой реализованы на АЭС, действующих на территории Украины. В связи с этим отдельно рассматриваются реакторы третьего поколения, разрабатываемые и строящиеся в этой стране. Одна из целей обзора заключается в попытке выяснить, какие мировые достижения в области реакторостроения на сегодняшний день могут быть востребованы в нашей стране и на что может ориентироваться Украина в будущем в своей ядерно-энергетической программе. В работе приведен краткий анализ современного состояния ядерной энергетики Украины и рассмотрены задачи ее развития в 21 столетии с учетом «Энергетической стратегии Украины» и соответствующего сценария развития ее ядерно-энергетического комплекса на период до 2030 года.

КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА: ядерный реактор, атомная энергетика, реактор с водой под давлением, быстрый реактор, газовый реактор, теплоноситель, мощность реактора, выгорание

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ УКРАИНЫ

Человечество, вступив в новое тысячелетие, столкнулось с уникальным и далеко идущим вызовом. Наши потребности в энергии растут из-за постоянного увеличения численности населения, продолжающегося развития промышленности и индивидуального потребления энергии. В то же время, эмиссия вредных веществ при сгорании органического топлива, главного источника энергии для обогрева наших домов и для нашей экономики, способствует изменению климата и влияет на качество окружающей среды. Кроме того, все четче прорисовывается мысль, что ископаемые источники энергии могут быть исчерпаны уже в нынешнем столетии.

Альтернативные (ископаемым) источники энергии представляют один из возможных путей решения проблемы, хотя пройдет немало времени, пока они станут рентабельными и широко доступными. Экономия энергии тоже неизбежно будет задействована при решении энергетической проблемы, но даже наиболее строгие методы экономии не в состоянии полностью устранить нашу потребность в энергии. Ясно, что необходимы другие жизнеспособные решения. В этой связи в последнее время большие надежды стали возлагать на ядерную энергетику. Говорят даже о некоем ее "ренессансе"¹.

Действительно, в последние три десятилетия ядерная энергия играла существенную роль в производстве электроэнергии. В настоящее время она производит больше, чем 16 % всего электричества в мире. Загрязнение, создаваемое ею, невелико, и при этом практически не нарабатываются парниковые газы. Правильно сконструированные и эксплуатируемые атомные электростанции (АЭС) оказались надежными, безопасными, экономически и экологически привлекательными. В настоящее время во всем мире наработано больше, чем 9000 реакторных лет.

Проблемы ядерной энергетики. Несмотря на уже достигнутый прогресс в ядерной энергетике, дальнейшее ее распространение сталкивается с общественным беспокойством по поводу утилизации ядерных отходов, а также с политическими проблемами, связанными с **потенциальной возможностью распространения ядерного оружия**. Другой проблемой является дальнейшее совершенствование **уровня ядерной безопасности**, при

¹ Это происходит, несмотря на то, что запасы дешевого урана также исчерпаемы, как запасы газа и нефти, и могут закончиться в текущем столетии.

одновременном **повышении экономической конкурентоспособности ядерной энергетики**, как на открытых, так и регулируемых рынках электроэнергии. Именно вопросу технического переоснащения отрасли и повышения безопасности эксплуатации АЭС посвящен настоящий обзор. В нем также будет затронута проблема технической политики Украины в ядерной энергетике.

Современная ситуация и планы развития производства электроэнергии на АЭС в Украине. На сегодня установленная мощность действующих АЭС Украины составляет 22,7% от общей установленной мощности электроэнергетического комплекса Украины (60,95 млн. кВт) [1]. Динамика производства электроэнергии на АЭС по сравнению с общим производством электроэнергии в Украине в 1990-2006 годы приведена на рис. 1. На протяжении продолжительного периода ядерно-энергетический комплекс обеспечивает важную часть общего производства электроэнергии в Украине (до 50%), что делает его эффективное функционирование важным условием стабильного развития экономики всей страны.

Министерством топлива и энергетики Украины совместно с Национальной академией наук Украины в 2004 г. был разработан проект "Энергетической стратегии Украины на период до 2030 года и дальнейшую перспективу" [2], который предусматривал соответствующие сценарии развития ядерно-энергетического комплекса на период до 2040 года. По этим разработкам установленная мощность на АЭС Украины до 2040 года должна сохраняться на уровне 12... 15 млн. кВт, т.е. на сегодняшнем уровне (с учетом ХАЭС-2 и РАЭС-4, вошедших в строй в 2004 г.), см. рис. 2. Строительство новых АЭС, таким образом, только компенсирует выбытие устаревших блоков. Производство электроэнергии на АЭС, определенное согласно этому проекту, должно было составлять в 2040 г. 103... 104,5 млрд. кВт·ч.

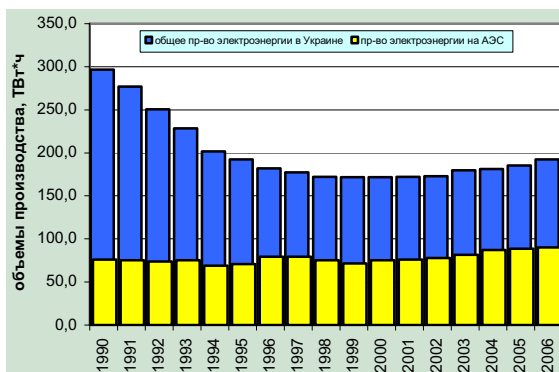


Рис. 1. Производство электроэнергии в Украине в 1990-2006 гг. [1,2]

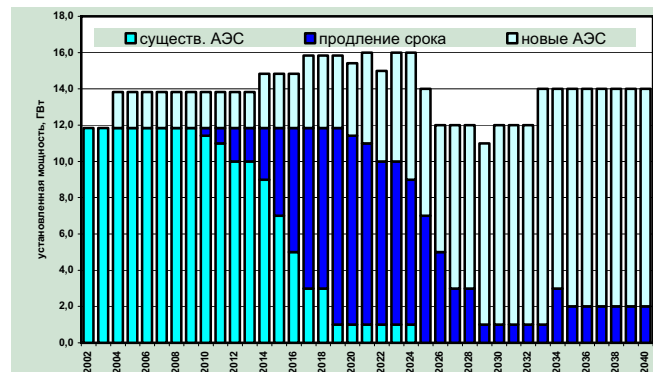


Рис. 2. Установленная мощность АЭС в 2002-2040 гг. согласно [2] (базовый сценарий — срок продления 10 лет)

Однако в начале 2006 г. Кабмином Украины был принят новый документ "Энергетическая стратегия Украины" [3], который утверждает намного более широкие планы (рис. 3). Производство электроэнергии на АЭС должно возрасти от 88,8 в 2005 г. до 219 млрд. кВт·ч в 2030 г., а общее производство электроэнергии в Украине — от 185,2 до 420,1 млрд. кВт·ч. При этом доля АЭС сохранится на нынешнем уровне в 50 %.

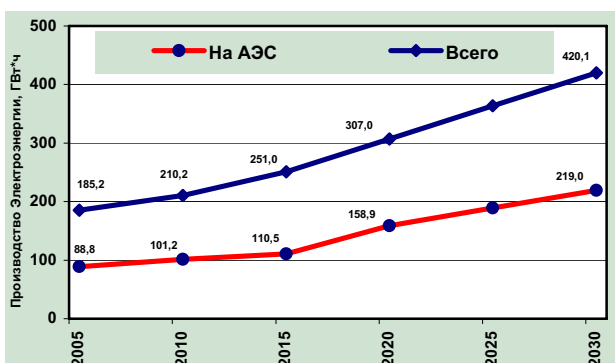


Рис. 3. Планируемое производство электроэнергии в Украине в 2005-2030 гг. [3]

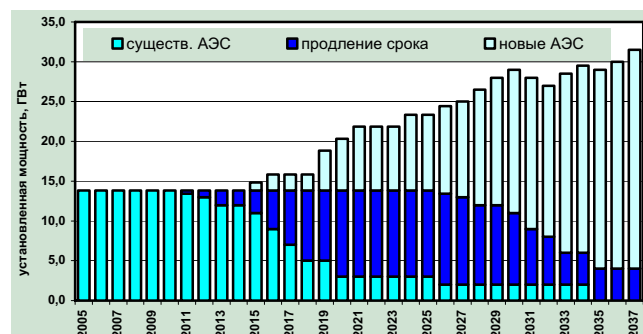


Рис. 4. Установленная мощность АЭС в 2005-2030 гг. (на начало года) согласно [3] (оптимистический сценарий — срок продления 15 лет)

Для достижения этих целей в 2030 г. нужно иметь 29,5 ГВт установленной мощности при КИУМ¹ на уровне 85%. Строительство новых мощностей АЭС в период до 2030 года определяется количеством ныне действующих энергоблоков, которые могут находиться в этот период в эксплуатации с учетом продления срока их

¹ КИУМ — коэффициент использования установленной мощности; в 2006 г. в Украине составлял 74,5%

эксплуатации на 15 лет. До 2030 года в эксплуатации будут находиться 9 ныне действующих энергоблоков АЭС: 7 энергоблоков с продолженным свыше проектного сроком эксплуатации — № № 3, 4, 5, 6 ЗАЭС, № 3 РАЭС, № 1 ХАЭС, № 3 ЮУАЭС и 2 энергоблока, которые введены в эксплуатацию в 2004 году — № 2 ХАЭС и № 4 РАЭС. Таким образом, для обеспечения целей "Энергетической стратегии Украины" [3] относительно объема производства электроэнергии необходимо ввести до 2030 года в эксплуатацию 20-21 ГВт замещающих и дополнительных мощностей на АЭС (рис. 4).

Затраты на развитие атомной энергетики Украины, согласно "Энергетической стратегии Украины" составят 208,2 млрд. грн. на весь период до 2030 года [3]. Для сравнения, прежний проект энергетической стратегии предусматривал затраты 40,5 млрд. грн. на тот же период времени [2].

Финансирование развития топливо-энергетического комплекса (ТЭК) предусматривается за счет оптимизации ценовой и тарифной политики, законодательного внедрения ускоренной амортизации основных фондов ТЭК, привлечения средств от реструктуризации и погашения долговых обязательств прошлых лет, государственных бюджетных средств, привлечения внешних кредитных ресурсов и инвестиций и др.

Вместе с тем, очевидно, что для того, чтобы ядерная энергетика играла (как на национальном, так и международном уровнях) значимую и существенную роль в качестве глобального и долгосрочного источника энергии 21-го столетия, необходимы инновационные подходы, направленные на экономическую конкурентоспособность, безопасность, предотвращение рисков распространения ядерного оружия и утилизацию отходов. В последние годы растет число инициатив и усилий как международного, так и национального масштаба, направленных на изучение этих вопросов. На национальном уровне, развитие эволюционных и инновационных подходов к разработке проектов высокотехнологических реакторов и концепций топливного цикла имеет место главным образом в странах с развитой ядерной энергетикой, таких как США, Российская Федерация, Япония, Корейская Республика, Канада и Франция. Ежегодные расходы на эти разработки в мире по оценкам превышают 2 млрд. US\$.

На международном уровне, с начала 1999 г. IEA (International Energy Agency — Международное энергетическое агентство), OECD/NEA (Международное ядерное агентство при ОЭСР — Организации экономического сотрудничества и развития) и МАГАТЭ совместно рассмотрели ведущиеся во всем мире работы, связанные с инновационными проектами реакторов, и определили направления для сотрудничества. Департамент энергетики США принял в январе 2000 новую программу НИР — так называемую программу "Поколение IV" и объявил о создании "Международного форума Поколения IV" (GIF – Generation-IV International Forum), в котором приглашены участвовать в качестве членов 10 стран, а в качестве наблюдателей приглашены две международные организации (МАГАТЭ и OECD/NEA). Осенью 2006 г. в этот международный форум вошла Россия. Принимая во внимание свой уникальный и глобальный мандат в вопросах, касающихся как ядерной технологии, так и ядерной безопасности и защиты, МАГАТЭ осуществило в 2001-2003 гг. Международный инновационный проект по ядерным реакторам и топливному циклу (INPRO). INPRO главным образом сфокусирован на идентификации критериев выбора и на развитии методик и рекомендаций для сравнения различных инновационных концепций и подходов, и для выяснения требований пользователя.

Каково участие Украины, страны в которой половина электроэнергии вырабатывается на АЭС, в этих международных проектах? К сожалению, минимально. Каковы же будут конкретные решения по выбору концепций и строительства новых блоков? Ответа пока нет, но ясно, что это будут блоки не украинского производства, потому что такого не существует. Цель настоящего обзора — выяснить, каковы мировые достижения в области реакторостроения на сегодняшний день и на что может ориентироваться Украина в своей ядерно-энергетической программе.

КЛАССИФИКАЦИЯ ПОКОЛЕНИЙ РЕАКТОРОВ

Удобно рассуждать о развитии ядерной технологии в терминах поколений (см. рис. 5), хотя границы между поколениями в значительной степени размыты [4,5]. В начале атомной эры (50 и 60 гг.) были предложены и разрабатывались ядерные установки с разными видами теплоносителей (легкая или тяжелая вода, органические жидкости, жидкие металлы, расплавленные соли, газы), разными видами топлива (^{235}U , $^{238}\text{U}/^{239}\text{Pu}$, $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$, оксиды, карбиды, или металлические сплавы), и разными конфигурациями системы. На основе этих первых проектов были построены и эксплуатировались ряд прототипов и демонстрационных АЭС. Эти индивидуальные АЭС составляют Поколение I. Большинство из них давно закрыто, но они были ценным инструментом для исследования возможностей ядерной энергетики. Например, реактор, на котором американцы продемонстрировали возможность выработки электроэнергии и зажгли 4 лампочки в 1951 г., был быстрый реактор, охлаждаемый жидким металлом, в котором нейтроны не замедлялись эффективно. Эта технология, как и ряд других, не получила широкого коммерческого успеха. Реактор первой в мире АЭС в Обнинске был канального типа и проработал 48 лет до своего закрытия в 2002 г.

Для того, чтобы было понятно описание существующих реакторов второго поколения и элементов их модернизации в Поколении II, приведем ниже разъяснение основных терминов, встречающихся в реакторостроении и ядерной энергетике.

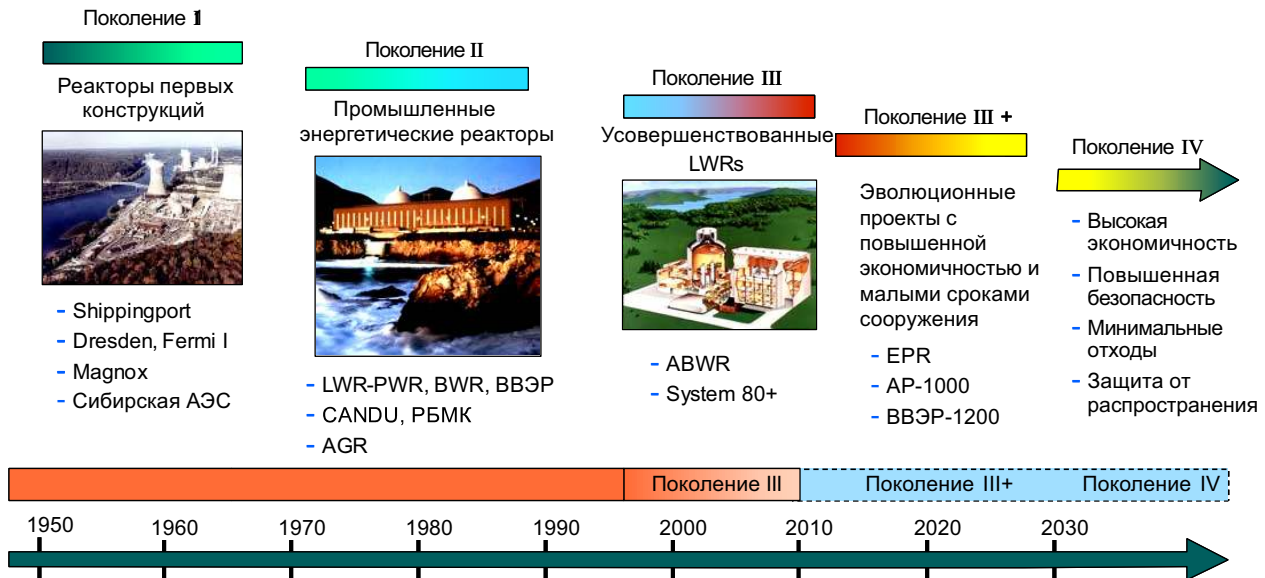


Рис. 5. Четыре поколения ядерных реакторов [4,5]

Ядерный реактор вырабатывает энергию за счет деления ядер определенных элементов. На АЭС энергия, создаваемая в реакторе, используется в виде тепла для производства пара и вращения парового турбогенератора. Основное назначение исследовательских ядерных реакторов заключается в получении и использовании нейтронов, рождающихся в активной зоне реактора. В большинстве военно-морских реакторов, пар непосредственно вращает турбину двигателя.

Ниже перечислены компоненты, которые присутствуют в большинстве конструкций ядерных реакторов.

Топливо представляет собой обычно таблетки оксида урана (UO_2), помещаемые внутри тонких трубок, которые называются тепловыделяющими элементами (ТВЭЛ). ТВЭЛы собираются в тепловыделяющие сборки, которыми заполняется активная зона реактора.

Замедлитель — это материал, который замедляет нейтроны, рожденные в реакциях деления, чтобы увеличить вероятность их участия в последующих делениях. Им может быть обычная (легкая) вода, тяжелая вода, или графит.

Стержни СУЗ (системы управления и защиты) содержат поглотитель нейтронов — вроде кадмия, гафния или бора. Их ввод или извлечение из активной зоны позволяет регулировать интенсивность реакций деления и останавливать ее. В дополнительной, или вторичной системе останова реактора используется введение в теплоноситель, обычно в жидком виде, поглотителей нейтронов.

Теплоноситель — это жидкость или газ, циркулирующие через активную зону реактора, чтобы отводить создаваемое в ней тепло.

Корпус реактора или каналы высокой давления. Корпус представляет собой прочный стальной резервуар, в котором помещается активная зона с топливом, замедлитель и ряд других элементов. В канальных реакторах тепловыделяющие сборки содержатся внутри канальных труб, служащих для пропуска через них теплоносителя.

Парогенератор. Часть системы охлаждения активной зоны, в которой тепло реактора вырабатывает пар для турбины.

Контеймент. Сооружение вокруг активной зоны или корпуса реактора, которое служит для его защиты от внешнего воздействия, а также для защиты окружения от радиации в случае аварии реактора. Обычно это конструкция метровой толщины из бетона и стали.

В заключение этого раздела упомянем об обнаруженном в начале 1970 гг. **природном реакторе** [6,7]. Самые старые из известных ядерных реакторов существовали в Окло в Габоне, в Западной Африке. Приблизительно 2 миллиарда лет тому назад, в богатых залежах урановой руды, достигли критичности, по крайней мере, 17 природных ядерных реакторов. Тепловая мощность каждого составляла приблизительно 20 киловатт. В то время концентрация ^{235}U в природном уране была 3,7 % вместо 0,72 % в настоящее время. (^{235}U распадается намного быстрее, чем ^{238}U , чей период полураспада сравним с возрастом Земли.) Эти естественные цепные реакции, начавшиеся спонтанно в присутствии воды, действующей как замедлитель, шли непрерывно в течение приблизительно 2-х миллионов лет, прежде чем окончательно затухнуть, и изменили содержание ^{235}U . В настоящее время его концентрация в некоторых местах урановых залежей в Окло составила всего 0,44 %.

За весь этот длительный период в залежах руды было наработано приблизительно 5,4 тонн продуктов деления, а также 1,5 тонны плутония вместе с другими трансурановыми элементами. Радиоактивные изотопы давно распались, перейдя в устойчивые элементы, но тщательное изучение их количества и места нахождения

показали, что эти радиоактивные отходы лишь незначительно изменили свое местонахождение за многие годы работы реактора и в течение последующего, еще более продолжительного периода. Плутоний и другие трансураны оставались на месте.

ХАРАКТЕРИСТИКА ОСНОВНЫХ ТИПОВ СУЩЕСТВУЮЩИХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ (ПОКОЛЕНИЕ II)

Если обратиться к статистическим данным, то можно увидеть, что в мире электричество на АЭС сейчас вырабатывается в основном двумя видами реакторов, которые были разработаны в 1950-х годах и с тех пор постоянно улучшались. Это реактор с водой под давлением (PWR) и реактор с кипящей водой (BWR), см. таблицу 1. Вообще, приблизительно 85 % электричества, поставляемого АЭС всего мира, вырабатывается реакторами, созданными на основе проектов, первоначально разработанных для военно-морского использования. Эти и другие реакторы второго поколения оказались достаточно безопасными и надежными, но понятно, что им предстоит уступить место в будущем новым и лучшим конструкциям.

Шесть основных конструкций реакторов второго поколения перечислены в таблице 1 и подробнее описаны ниже [6].

Таблица 1

Типы ядерных реакторов, эксплуатируемых на АЭС [6,8]

Тип реактора	Основные страны	Количество	Суммарная электрическая мощность, ГВт	Топливо	Теплоноситель	Замедлитель
Реактор с водой под давлением (PWR)	США, Франция, Япония, Россия	263	237	обогащ. UO_2	вода	Вода
Реактор с кипящей водой (BWR)	США, Япония, Швеция	92	81	обогащ. UO_2	вода	Вода
Реактор с газовым охлаждением (Magnox & AGR)	Англия	26	11	природн. U (метал.), обогащ. UO_2	CO_2	графит
Реактор с тяжелой водой под давлением 'CANDU' (PHWR)	Канада	38	19	необогащ. UO_2	тяжелая вода	тяжелая вода
Легководный графитовый реактор (РБМК)	Россия	17	13	обогащ. UO_2	вода	графит
Реактор на быстрых нейтронах (FBR)	Япония, Франция, Россия	3	1	PuO_2 и UO_2	распл. натрий	нет
	Всего	439	361			

Большинство реакторов второго поколения для перегрузки топлива требуют остановки и открытия корпуса реактора. В этой операции, происходящей с интервалом в 1-2 года, от четверти до одной трети тепловыделяющих сборок заменяется на новые. Канальные реакторы CANDU и РБМК позволяют производить перегрузку, не останавливая реактор, а отключая на время соответствующий канал.

Если в качестве замедлителя используются графит или тяжелая вода, реактор можно эксплуатировать на природном уране, вместо обогащенного урана. Природный уран имеет тот же изотопный состав, что и в урановой руде (0,7 % ^{235}U , более чем 99,2 % ^{238}U), в обогащенном уране доля делящегося изотопа (^{235}U) увеличена, обычно до 3,5... 5,0 % в процессе обогащения. Для такого топлива замедлителем может служить обычная вода, и такие реакторы называются легководными реакторами. Поскольку легкая вода вместе с замедлением поглощает нейтроны, она менее эффективный замедлитель, чем тяжелая вода или графит.

Практически все ядерное топливо является керамическим оксидом урана (UO_2 с температурой плавления $2800^\circ C$) и, как правило, обогащено. Топливные таблетки (обычно около 1 см в диаметре и высотой 1,5 см), помещенные в длинную трубчатую оболочку из циркалоя, образуют ТВЭЛ. Циркалой является сплавом на основе циркония, прочного, коррозионностойкого металла, который не поглощает нейтроны¹. ТВЭЛы группируются в тепловыделяющие сборки, которые являются собой открытые конструкции, и могут опускаться и выниматься из активной зоны реактора. Длина их обычно составляет около 3,5 метра.

¹ Цирконий является стратегически важным материалом для ядерной энергетики, где он в основном и используется. Поэтому торговля им находится под особым контролем. Обычно содержит гафний, поглотитель нейтронов, поэтому для получения циркалоя (98 % Zr плюс Sn, Fe, Cr и иногда Ni для повышения прочности) используется очень чистый Zr "реакторного качества".

В топливе или теплоносителе часто используются выгораемые поглотители (особенно в BWR), чтобы выравнивать интенсивность работы реактора во времени после загрузки свежим топливом. Это — поглотители нейтронов, которые компенсируют первоначально избыточную реактивность свежего топлива и играют роль стержней поглотителей. Под действием нейтронов они выгорают вместе с топливом, и их роль снижается. Наиболее известным является гадолиний, который используется как ингредиент топлива в военно-морских реакторах, где перегрузка крайне затруднена, и где интервал между перегрузками составляет десять и более лет.

Реактор с водой под давлением (PWR). Это — наиболее распространенный тип реактора, более чем 230 таких реакторов используется в мире для получения электро- и теплоэнергии, и еще несколько сотен применяются в судовых двигателях. Эта конструкция была разработана вначале для подводного флота. В реакторе PWR обычная вода используется одновременно как теплоноситель и замедлитель. Особенностью конструкции является наличие двух контуров теплообмена. В первичном контуре вода под очень большим давлением прокачивается через активную зону реактора, а во вторичном контуре образуется пар, вращающий турбину.

В активной зоне реактора PWR вертикально устанавливаются топливные сборки, каждая с 200-300 тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов). В большом реакторе помещается приблизительно 150-250 топливных сборок с 80-100 тоннами урана.

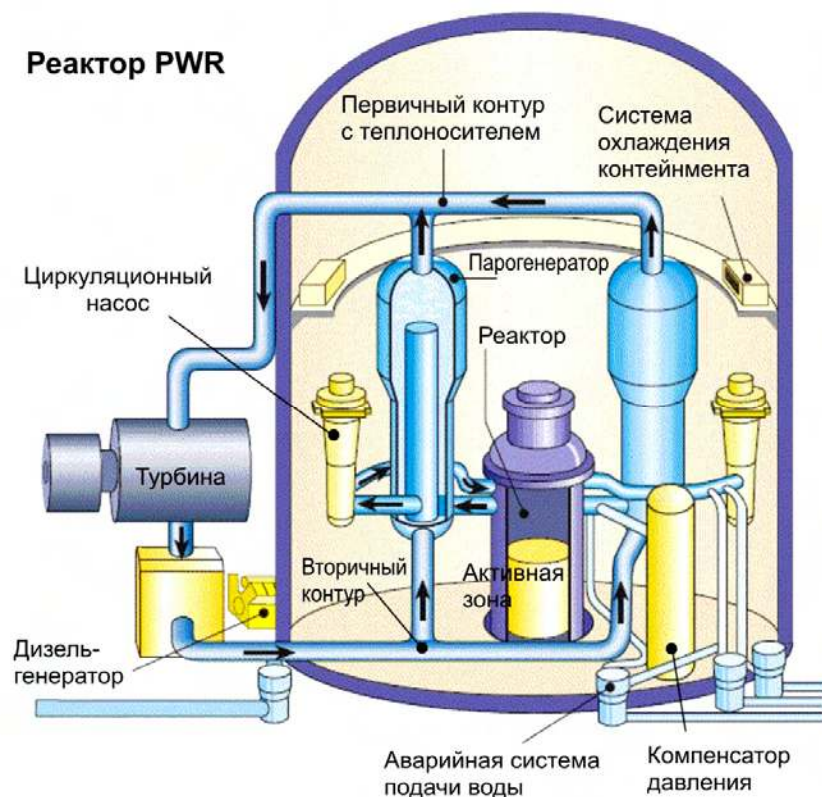


Рис. 6. Реактор с водой под давлением (PWR)

Температура воды в активной зоне реактора достигает приблизительно 325°C , следовательно, чтобы избежать ее кипения, приходится создавать давление около 150 атмосфер. Давление поддерживается паром в компенсаторе давления (см. рис. 6). В первичном контуре вода также служит замедлителем, и если вследствие перегрева часть ее перейдет в пар, цепная реакция деления прекратится. Этот эффект отрицательной обратной связи является одним из элементов безопасности реактора. Другая система безопасности, останавливающая при необходимости цепную реакцию деления в реакторе, использует введение бора в теплоноситель первого контура.

Второй контур находится при меньшем давлении, и его вода в теплообменниках закипает. Теплообменник, таким образом, является парогенератором. Пар заставляет вращаться турбину и электрогенератор, а затем конденсируется и вновь возвращается в теплообменник.

Реактор с кипящей водой (BWR). Этот реактор (рис. 7) во многом подобен PWR, но в нем имеется только единственный контур теплоносителя, в котором вода циркулирует при более низком давлении, чем в PWR (около 75 атмосфер) так, что она закипает в активной зоне приблизительно при 285°C . При работе реактора 12-15 % воды в верхней части активной зоны превращается в пар, что приводит к ухудшению замедления нейтронов и меньшему энерговыделению в этой области.

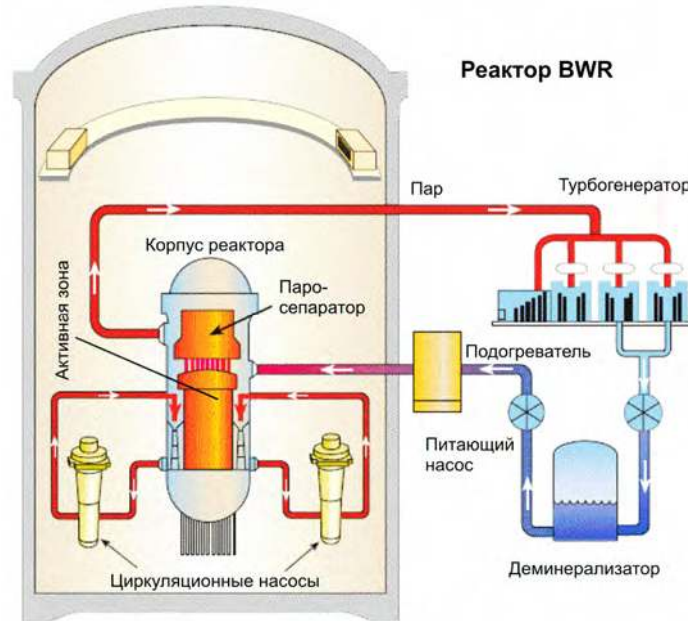


Рис. 7. Реактор с кипящей водой (BWR)

Пар проходит через паровой сепаратор (осушитель) над активной зоной, а затем поступает непосредственно к турбинам, которые являются, таким образом, частью первого контура реактора. Так как вода первого контура всегда загрязнена радионуклидами, это означает, что турбина должна быть защищена, и при ее обслуживании требуется биологическая защита. Стоимость всего этого уравнивает выгоды более простой конструкции BWR по сравнению с PWR. Радиоактивность связана, главным образом, с коротко живущими изотопами (основным из которых является ^{16}N со временем полураспада 7 с), так что в турбинный зал можно входить вскоре после остановки реактора.

Тепловыделяющая сборка реактора BWR содержит 90-100 ТВЭЛов; в реакторе размещается до 750 сборок с 140 тоннами урана. Дополнительная регулирующая система может ограничивать расход воды через активную зону, что сопровождается повышенным парообразованием и, как следствие, ухудшением процесса замедления нейтронов и снижением мощности реактора.

Реактор с тяжелой водой под давлением (PHWR или CANDU). Реакторы CANDU разрабатывались в Канаде, начиная с 1950-х гг. В нем топливом служит оксид природного урана (0,7 % ^{235}U), следовательно, реактор нуждается в очень эффективном, слабо поглощающем нейтроны замедлителе. В данном случае им является тяжелая вода (D_2O)¹.

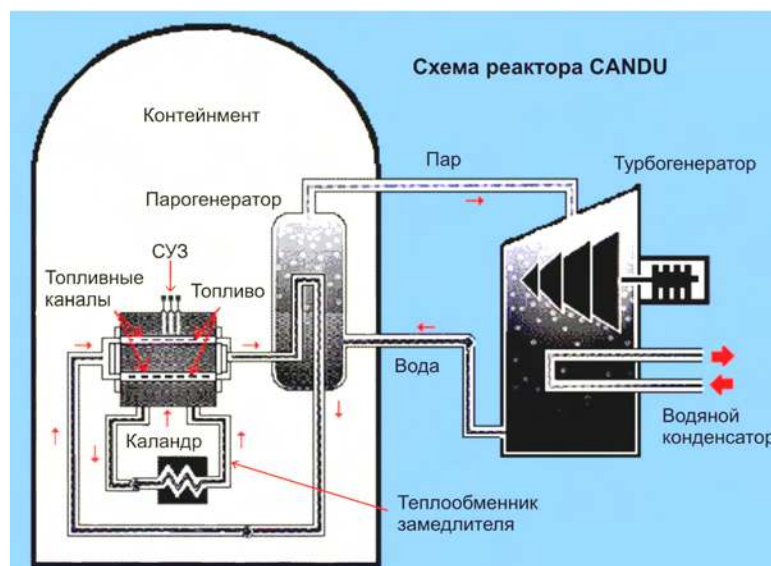


Рис. 8. Реактор на тяжелой воде под давлением (PHWR или CANDU) [6]

¹ В системах CANDU содержание D_2O в замедлителе должно составлять не менее 99,75 % по весу. Уменьшение такого уровня изотопной чистоты даже на 0,1 % приводит к снижению выгорания топлива.

Замедлитель находится в большом резервуаре, называемом каландром (рис. 8), через который проходит несколько сотен горизонтальных напорных труб, образующих каналы для топлива и охлаждаемых током тяжелой воды под высоким давлением в первичном контуре охлаждения с 290°C . Как и в PWR, теплоноситель первичного контура передает тепло во второй контур, в котором образуется пар для вращения турбин. Конструкция реактора с каналными трубами позволяет перегружать топливо в отдельных каналах, отключая их и не останавливая весь реактор (как и в РБМК, см. ниже).

Тепловыделяющая сборка CANDU состоит из связок 37 полуметровых ТВЭЛов (керамические топливные таблетки в трубах из циркалоя) плюс опорная конструкция. Двенадцать таких связок помещаются одна над другой в топливном канале. Стержни управления проходят через каландр вертикально, и дополнительная система выключения реактора добавляет гадолиний в замедлитель. Тяжеловодный замедлитель, циркулирующий через резервуар каландра также отводит тепло через специальный теплообменник (хотя этот контур на рис. 8 явно не показан).

Усовершенствованный реактор с газовым охлаждением (AGR). Этот реактор относится к второму поколению британских реакторов с газовым охлаждением (рис. 9). В нем используются графитовый замедлитель и двуокись углерода в качестве теплоносителя. Топливом служат таблетки оксида урана с обогащением до 2,5-3,5 %, в трубах из нержавеющей стали. Двуокись углерода проходит через активную зону, нагреваясь до 650°C , а затем поступает в парогенератор, находящийся снаружи активной зоны, но все еще внутри стального и бетонного корпусов реактора, выдерживающих высокое давление. Стержни управления опускаются в замедлитель, а дополнительной системой глушения реактора является инжекция азота в теплоноситель.

Реактор AGR был разработан на основе реакторов первого поколения Magnox, также с графитовым замедлителем и охлаждением CO_2 . Несколько таких реакторов все еще работают в Великобритании. В качестве топлива в них используется природный металлический уран.

Легководный реактор с графитовым замедлителем (РБМК). Реактор РБМК (Реактор Большой Мощности Канальный) — это советский проект, разработанный на основе реакторов для производства плутония (рис. 10). В нем применяются длинные (7 м) вертикальные напорные трубы (каналы), проходящие через графитовый замедлитель и охлаждаемые водой, которая может кипеть в активной зоне при 290°C , почти как в BWR. Топливом является низко-обогащенный оксид урана, находящийся в тепловыделяющих сборках длиной 3,5 метра. Так как замедление в основном связано с помещением между каналами графитом, избыточное парообразование уменьшает плотность теплоносителя и поглощение им нейтронов. В отличие от реакторов с водным замедлителем интенсивность цепной реакции деления при этом не снижается, а возрастает. Поэтому эти реакторы обладают положительным паровым коэффициентом реактивности.

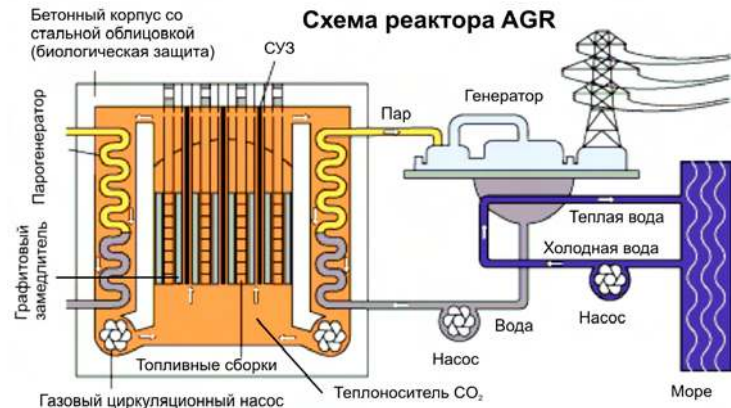


Рис. 9. Реактор с газовым охлаждением (AGR)

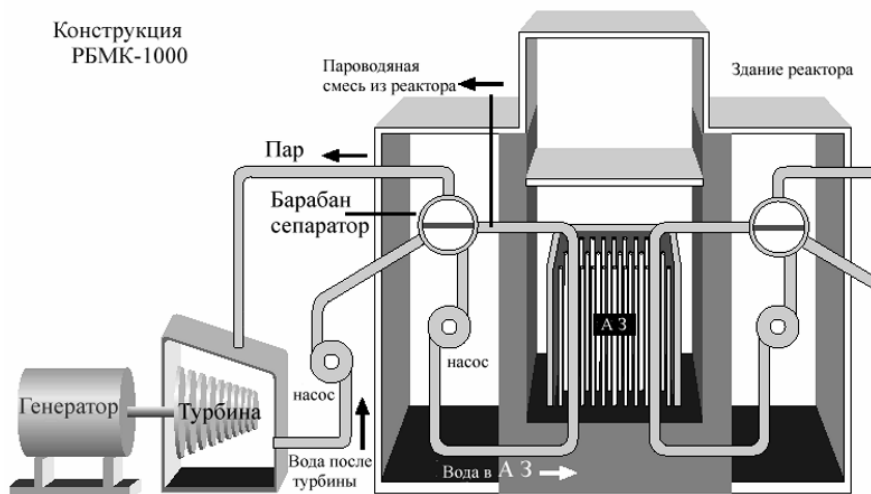


Рис. 10. Легководный реактор с графитовым замедлителем (РБМК) [9].

Реактор на быстрых нейтронах. В мире только один реактор на быстрых нейтронах (быстрый реактор) вырабатывает электроэнергию коммерчески. Это — реактор БН-600 в России (рис. 11). В нем нет замедлителя и энергия вырабатывается за счет деления урана и плутония быстрыми нейтронами. В качестве топлива используется двуокись урана UO_2 с большим обогащением по ^{235}U (17, 21, 26%) или смесь UO_2 и PuO_2 . В свою очередь, в подобном быстром реакторе в процессе его работы из изотопа ^{238}U (природного урана), специально помещаемого на периферии активной зоны реактора, может нарабатываться делящийся изотоп плутония ^{239}Pu . Поэтому такой реактор называется размножителем (breeder). Хотя в реакторах-размножителях из одного и того же количества урана, согласно расчетам¹, можно получить в 60 раз больше энергии, чем в обычных реакторах на тепловых нейтронах (тепловых реакторах), они оказываются дорогостоящими и ждут своего часа, когда дефицит уранового топлива заставит обратиться к ним (подробнее см. следующий раздел).

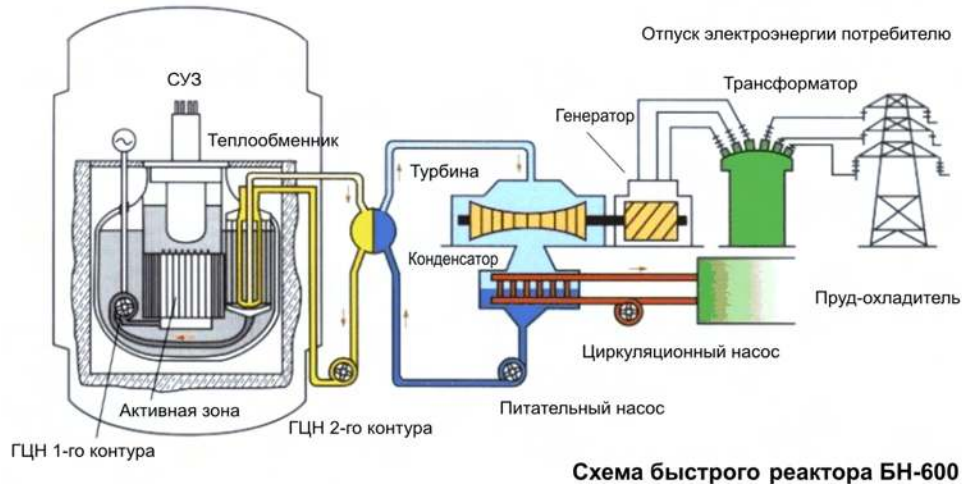


Рис. 11. Реактор на быстрых нейтронах БН-600 [10].

УСОВЕРШЕНСТВОВАННЫЕ РЕАКТОРЫ III ПОКОЛЕНИЯ

Хотя большинство реакторов второго поколения оказалось достаточно безопасным и надежным, но им предстоит уступить место в будущем новым и лучшим конструкциям — реакторам третьего и четвертого поколения, обладающим целым рядом качеств, делающих их намного привлекательнее. В настоящее время конструкторы АЭС в Северной Америке, Японии, Европе, России и Южной Африке имеют с десяток новых проектов ядерных реакторов третьего поколения, находящихся на последних стадиях разработки, и ряд других — на научно-исследовательском этапе. Реакторы четвертого поколения прорабатываются пока концептуально [5].

Реакторы третьего поколения обладают [11]:

- стандартизированным проектом для каждого типа реактора, позволяющим ускорить лицензирование, уменьшить капитальные затраты и сократить продолжительность строительства,
- более простым и более жестким проектом, который легче воплощается в жизнь и менее подвержен возможным корректировкам,
- более высоким коэффициентом использования мощности и большим сроком службы — обычно 60 лет,
- пониженной вероятностью аварии с расплавлением активной зоны,
- минимальным воздействием на окружающую среду,
- более высоким выгоранием для уменьшения потребляемого топлива и сокращения объема отходов,
- выгораемыми поглотителями для продления времени горения топлива.

Самым важным их отличием от реакторов второго поколения является присутствие элементов пассивной, или внутренне присущей безопасности². В случае отказов или необходимости предотвращения аварии эти механизмы не требуют активного вмешательства персонала и основываются на физических принципах гравитации, естественной конвекции и достаточной термостойкости изделий. Реакторы поколения III+ дополнительно

¹ При использовании замкнутого топливного цикла.

² Традиционные системы защиты ядерного реактора "активны" в смысле, что они требуют электрической или механической реакции при поступлении соответствующего сигнала. Некоторые технические системы работают пассивно, например, клапаны сброса давления. Все они нуждаются в параллельных дублирующих системах. Внутренне присущая или полная пассивная безопасность зависит только от физических явлений типа конвекции, гравитационных сил или сопротивления высоким температурам, но не от функционирования технических компонентов.

должны быть заметно экономнее с существенно более коротким сроком строительства. Что касается топливного цикла, реакторы третьего и предыдущих поколений могут регенерировать плутоний (и, возможно, уран), в то время как ожидается, что реакторы поколения IV будут иметь замкнутый топливный цикл с вовлечением актиноидов и удовлетворять требованиям нераспространения.

Рассмотрим отдельно реакторы третьего поколения большой и малой мощности¹.

Реакторы третьего поколения большой мощности

Легководные реакторы. В США Министерство энергетики и коммерческая ядерная промышленность предложили четыре проекта реакторов нового типа. Два из них относятся к классу больших "эволюционных" проектов, которые базируются непосредственно на опыте работающих легководных реакторов в США, Японии и Западной Европе. Мощность этих реакторов составляет приблизительно 1300 МВт.

Один из новых реакторов — это реактор на кипящей воде **ABWR** (Advanced Boiling Water Reactor). Три таких блока уже коммерчески эксплуатируются в Японии, два других строятся там же, и еще два строятся в Тайване. Другой тип, **System 80+**, является усовершенствованным реактором с водой под давлением (PWR), который был готов к коммерциализации, но сейчас не предлагается к продаже. Восемь реакторов System 80 в Южной Корее включают многие особенности проекта System 80+, являющегося основой для Корейской программы реактора следующего поколения (Korean Next Generation Reactor), в особенности, APR-1400, который, как ожидается, будет введен в эксплуатацию вскоре после 2010 г.

Комиссия по ядерному урегулированию США (КЯР) окончательно сертифицировала обе конструкции System 80 в мае 1997 г., отметив что они "превзошли показатели безопасности КЯР на несколько порядков". ABWR также был сертифицирован как удовлетворяющий Европейским требованиям для усовершенствованных реакторов (см. ниже).

Другой, более новаторский реактор США имеет меньшую мощность 600 МВт и обладает элементами пассивной безопасности (проектируемая вероятность повреждения активной зоны почти в 1000 раз меньше, чем текущие требования КЯР США). Реактор фирмы Вестингауз **AP-600** получил окончательный сертификат КЯР в 1999 г., рис. 12.

Эти одобрения КЯР были первыми такого рода общими сертификациями со сроком действия в течение 15 лет. В результате исчерпывающего общественного рассмотрения вопросы безопасности сертифицируемых проектов были полностью рассмотрены и, следовательно, не потребуют юридического рассмотрения при лицензировании конкретной АЭС. Еще до того, как начнется строительство, электрогенерирующие компании могут получать одну общую лицензию КЯР как на сооружение, так и на эксплуатацию реактора.

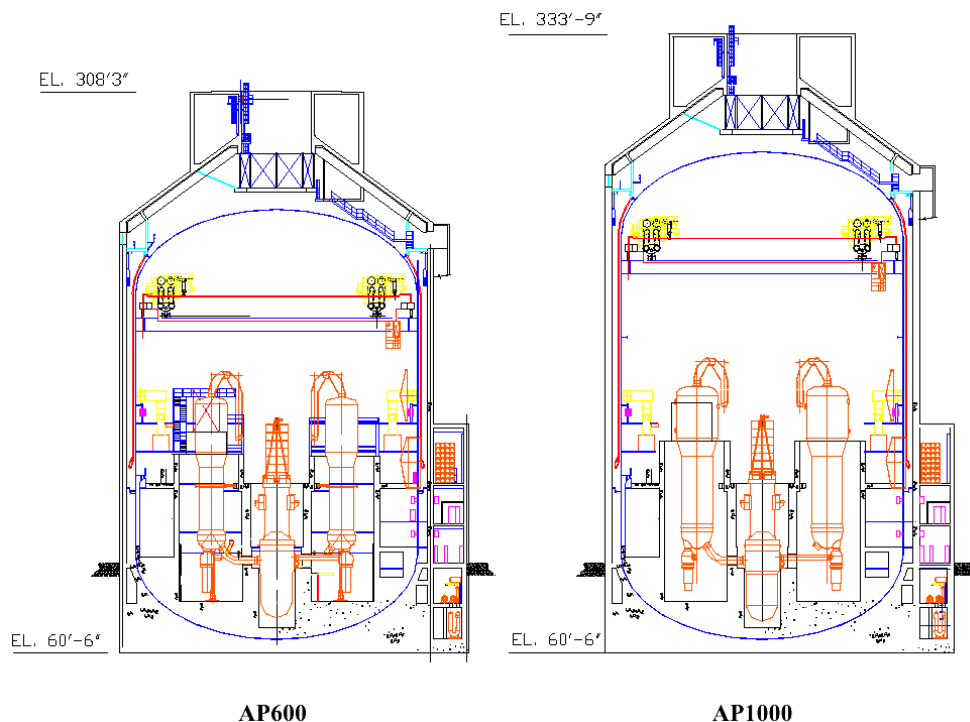


Рис. 12. Реакторы AP-600 и AP-1000 фирмы Вестингауз [12]

¹ По определению МАГАТЭ к "большим" относятся реакторы мощностью более 300 МВт(эл.). МВт(эл.) означает электрическую мощность, а МВт(тепл.) — тепловую мощность; связь между ними определяется КПД АЭС.

Отдельно от процедуры одобрения в КЯР и вне ее непосредственных требований, ядерная промышленность США отобрала по одному стандартизированному проекту в каждом классе реакторов (большой ABWR и средней мощности AP-600) для детальной разработки прототипа (FOAKE — first-of-a-kind engineering). Программа стоимостью US\$ 200 млн., наполовину финансируемая Министерством энергетики США, полностью выполнена. Это означает, что возможные покупатели теперь имеют надежную информацию о себестоимости строительства и его сроках.

Реактор **AP-1000** фирмы Вестингауз, аналог AP-600 большей мощности, получил заключительное одобрение конструкции в КЯР в 2004 г. и окончательный сертификат проекта сроком действия 15 лет с правом продления — в январе 2006 г. Это событие явилось завершением работ по проектированию и испытаниям объемом 1300 человеко-лет и стоимостью \$440 млн. Капитальные затраты прогнозируются в \$1200 за киловатт, а модульная конструкция сводит продолжительность строительных работ к 36 месяцам. Стоимость производства электроэнергии реактором AP-1000 мощностью 1100 МВт составит, как ожидается, менее US\$ 3,5 цент/кВт, а срок службы — 60 лет. Он способен при необходимости полностью работать на MOX¹ топливе. Возможность строительства АЭС с таким реактором серьезно рассматривается в Китае, Европе и США.

Компания Дженерал Электрик на основе проекта ABWR разработала Европейский упрощенный реактор с кипящей водой (ESBWR — European Simplified Boiling Water Reactor) мощностью 1390 МВт(эл.) с пассивными системами защиты. Сейчас его называют Экономичный упрощенный BWR (**ESBWR**) и его вариант мощностью 1500 МВт(эл.) находится в стадии подготовки заявки на лицензирование в КЯР США.

Еще один международный проект, инициированный США, и который пока на несколько лет отстает от AP-1000 — это Новый и безопасный международный реактор (**IRIS**, International Reactor Innovative & Secure). Вестингауз возглавляет широкий консорциум, который разрабатывает его как продвинутый реактор 3-го поколения. IRIS представляет собой модульный реактор мощностью 335 МВт(эл.), с водой под давлением, в котором интегральный парогенератор и первичная система охлаждения заключены внутри герметичного корпуса реактора. Вначале рассчитывалось, что топливо для него будет таким же, что и в легководных реакторах, с 5 % обогащением, выгоранием до 60 ГВт-сут/т и со сроком перегрузки в 4 года, но в конечном счете решено поднять обогащение до 10 % и выгорание до 80 ГВт-сут/т с 8-летним циклом, что эквивалентно MOX топливу. Строительство IRIS может быть начато в следующем десятилетии, и сертификация проекта в США предусматривается в 2010 г. При массовом производстве модульные блоки, как ожидается, будут стоить US\$ 1000-1200 за киловатт.

В **Японии**, первые два блока ABWR, Kashiwazaki Kariwa-6 и 7, работают с 1996 и, как ожидается, их срок службы составит 60 лет. Стоимость их сооружения равна приблизительно US\$ 2000/кВт, и производство электроэнергии обходится в 7 цент/кВт. Третий блок запущен в 2004 г. В дальнейшем ожидается, что строительство ABWR будет обходиться в US\$ 1700/кВт. Несколько блоков мощностью 1350 МВт(эл.) строятся в Японии и Тайване.

В добавление к ABWR мощностью 1350 МВт(эл.) фирма Хитачи закончила проект еще трех систем ABWR того же типа — на 600, 900 и 1700 МВт(эл.). Блоки меньшей мощности имеют стандартизованные модули, что уменьшает затраты. Строительство ABWR-600, как ожидается, займет 34 месяца — значительно меньше, чем блока мощностью 1350 МВт(эл.).

Большой (1500 МВт(эл.)) продвинутый PWR реактор разрабатывается четырьмя генерирующими компаниями совместно с Вестингаузом и Мицубиси. Первые два блока запланированы на АЭС Tsuruga. Это более простой вариант разработки, в нем для большей эффективности объединены активные и пассивные системы охлаждения, и выгорание топлива в нем составит более, чем 55 ГВт-сут /т. Проектные работы продолжаются и явятся основой для японского PWR следующего поколения. Кроме того, Мицубиси участвует в разработке реактора AP-1000 фирмы Вестингауз.

В **Южной Корее** разработан проект **APR-1400** — Корейского реактора следующего поколения (Korean Next-Generation Reactor) APR-1400 является усовершенствованным PWR реактором на основе американской System 80+. Первые два из этих 1400 МВт(эл.) реакторов будут строиться как 3 и 4 блока АЭС Shin-Kori. Стоимость, как ожидается, составит \$1400 за киловатт, снижаясь до \$1200/кВт в последующих блоках с 48-месячным сроком строительства.

В **Европе**, разрабатываются четыре проекта французских и немецких производителей, которые должны удовлетворять строгим в отношении безопасности Европейским требованиям для производителей (EUR).

Framatome ANP разработал большой (1600 и до 1750 МВт(эл.)) Европейский реактор с водой под давлением (**EPR**, European pressurised reactor), который был заявлен в середине 1995 г. как новый типовой проект для Франции, и в 2004 г. проект был одобрен на государственном уровне (см. рис.13). Он сделан на основе французского проекта N4 и немецкого Konvoi и, как ожидается, обеспечит производство электроэнергии приблизительно на 10 % дешевле, чем N4. Он будет гибко реагировать на изменение нагрузки, иметь выгорание топлива 65 ГВт-сут/т и самый высокий среди легководных реакторов термический коэффициент полезного действия 36 %. Коэффициент использования мощности, как ожидается, будет 92 % при 60-летнем сроке службы. Первый

¹ MOX (mixed oxide fuel) — смешанное уран-плутониевое оксидное ядерное топливо

блок будет строиться в Olkiluoto в Финляндии, второй в Flamanville во Франции. (См. дополнительно о EPR раздел Заключение.)

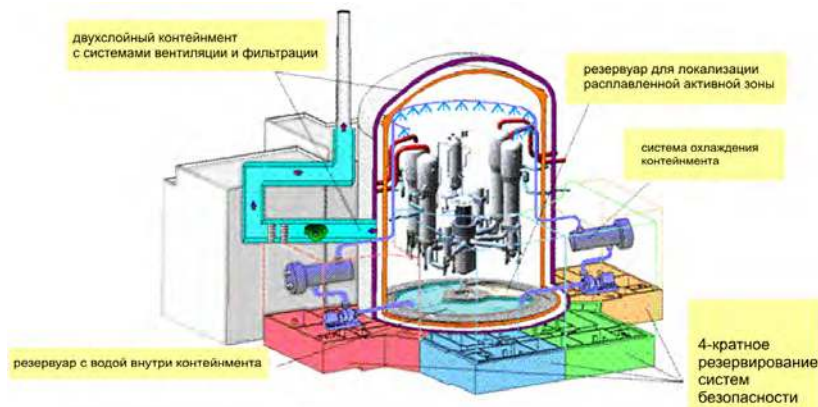


Рис. 13. Системы безопасности реактора EPR

Вместе с Немецкими энергопроизводителями и комиссиями по безопасности, Framatome ANP также разрабатывает другой эволюционный проект, **SWR-1000**, реактор с кипящей водой мощностью 1000-1290 МВт(эл.). Проект был закончен в 1999 г., но работа по сертификации в США продолжается. Обладая рядом пассивных элементов безопасности, реактор имеет простую конструкцию и будет работать с большими выгораниями топлива с интервалом перегрузки в 24 месяца. Он готов к коммерческому резервированию.

В Швеции, Вестингауз разрабатывает эволюционный проект кипящего реактора **BWR 90+** (1500 МВт(эл.)), работая со скандинавскими энергопроизводителями, чтобы удовлетворить требованиям EUR.

В **России** было разработано несколько новых моделей реакторов под давлением (PWR) с пассивными системами безопасности (см. также раздел "Текущие достижения России в реакторостроении").

Реактор В-392 (усовершенствованный **ВВЭР-1000**) мощностью 1000 МВт(эл.) производства ОКБ "Гидропресс" планируется соорудить на Нововоронежской АЭС. Другой такой реактор уже строится в Индии. Переходный вариант для станции АЭС-91 (1000 МВт(эл.)) был разработан под западные системы управления, и два таких блока сооружаются в Китае для АЭС Jiangsu Tianwan. Он был также предложен Финляндии.

Модель В-448 реактора **ВВЭР-1500** разрабатывается также ОКБ "Гидропресс", и по одному такому блоку планируется установить на Ленинградской и Курской АЭС взамен РБМК. Они будут иметь выгорание на уровне 50-60 ГВт-сут/т и повышенную безопасность. Проект, как ожидалось, должен был бы завершён в 2007 г. и заказ на первые блоки поступить в 2012-13 гг. Однако эти планы пересмотрены осенью 2006 г. в связи с разработкой АЭС-2006 с новым типовым реактором **ВВЭР-1200** электрической мощностью около 1200 МВт(эл.). Подробнее о последних планах и проектах России см. ниже раздел "Текущие достижения России в реакторостроении".

Были также разработаны два реактора PWR мощностью 640 МВт(эл.); один из них — **ВВЭР-640** или В-407 спроектирован Гидропресс'ом с системами управления Сименса, другой — **ВПБЭР-600**, с интегральными парогенераторами, разработан ОКБМ. Оба обладают повышенной безопасностью.

Реакторы на тяжелой воде. В **Канаде** компания AECL (Atomic Energy of Canada Limited) разрабатывает два проекта, которые основаны на ее надежных реакторах CANDU-6. Два улучшенных блока CANDU-6 недавно начали строить в Китае.

Реактор **CANDU-9** (925-1300 МВт(эл.)) разработан на основе существующего реактора CANDU-6, но с тем отличием, что он является одноблочной конструкцией. Он рассчитан на различные виды топлива: уран (от природного до слабо обогащенного), уран, полученный из отработанного топлива реакторов PWR, смешанное оксидное (U и Pu) топливо и торий. В нем можно непосредственно дожигать отработанное топливо реакторов PWR, сжигать оборонный плутоний или актиниды, извлеченные из перерабатываемых PWR/BWR отходов. Двухлетний процесс лицензирования проекта CANDU-9 был успешно завершён в начале 1997 г.

Усовершенствованный реактор Candu (**ACR** — Advanced Candu Reactor), прежде известный как CANDU-NG, является более новаторской концепцией, также базирующейся на CANDU-6. При сохранении работающего при низком давлении тяжеловодного замедлителя, он включает некоторые элементы реактора с водой под давлением. Устройство охлаждения на обычной воде и более компактная активная зона снизили капитальные расходы, а так как реактор работает с более высокими температурой и давлением теплоносителя, он обладает более высоким термическим коэффициентом полезного действия.

Реактор ACR-700 мощностью 730 МВт(эл.) сконструирован намного меньшим, более простым и более эффективным, а также на 40 % более дешевым, чем CANDU-6. Его капитальные затраты составят US\$ 1000/кВт(эл.), а производственные расходы — 3 цент/кВтч. Он будет работать на низко-обогащенном уране (приблизительно 1,5-2,0 % ²³⁵U) с высоким выгоранием, увеличенным временем до перегрузки (примерно в три раза) и соответственно меньшим объемом отходов. Безопасность повышена за счет отрицательной паровой реактивности (впервые в CANDU) и других пассивных элементов. Блоки будут собираться из предварительно изготавливаемых модулей, что ограничивает срок сооружения реактора тремя годами. Ожидается, что первый блок будет построен в 2012 г. Пока предстоит сертификация в Канаде, Китае, США и Великобритании. Разрабатывается также реактор ACR-1000. Подробнее о ACR-700 см. [13].

Реактор **CANDU X** является вариантом АСР, но с надкритичным легководным теплоносителем (например, 25 МПа и 600°C) что позволит получить термический коэффициент полезного действия 40 %. Предусмотрен диапазон мощностей от 350 до 1150 МВт(эл.), в зависимости от числа используемых топливных каналов. Коммерциализация проекта намечена после 2020 г. Подробнее о CANDU X и CANDU-NG см. [14].

Индия разрабатывает Усовершенствованный тяжеловодный реактор (**AHWR** — Advanced Heavy Water reactor) как третий этап в ее планах перейти на ториевое топливо для всей ядерной энергетики страны. AHWR является реактором мощностью 300 МВт(эл.) с замедлителем на тяжелой воде при низком давлении. Каландр состоит из 500 вертикальных напорных труб, и теплоносителем служит кипящая обычная вода, которая циркулирует за счет конвекции. Каждая топливная сборка имеет 30 ТВЭЛов из окиси Th-²³³U и 24 из окиси Pu-Th, расположенные вокруг центрального стержня с выгораемым поглотителем. Предусматривается выгорание в 24 ГВт·сут/т. Рассчитывается, что реактор будет нарабатывать ²³³U из ²³²Th, иметь низкие потребление и наработку Pu, и небольшой отрицательный паровой коэффициент реактивности.

Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы. Эти реакторы используют гелий в качестве теплоносителя, который нагревается до 950°C и вращает газовую турбину и генератор, а также компрессор, нагнетающий газ назад в реактор. Топливо находится в виде частиц TRISO¹ диаметром менее миллиметра. Каждая имеет ядро из оксикарида урана с обогащением до 8 % ²³⁵U. Ядро окружено слоями графита и карбида кремния, которые служат контейнером для продуктов деления и выдерживают температуру до 1600°C и более. Эти частицы могут быть собраны в блоки — шестигранные призмы из графита или помещены в сферы размером с бильярдный шар из графита, покрытого карбидом кремния. Такое топливо засыпается в реактор (реактор с засыпным бланкетом). Разрабатываемые высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы имеют, как правило, модульную конструкцию и, поэтому, небольшую мощность. Подробнее о них см. ниже раздел "Реакторы третьего поколения малой мощности".

Упомянем в этом разделе также о высокотемпературном реакторе **AHTR** (Advanced High-temperature Reactor). Продвинутый высокотемпературный реактор — это реактор большой мощности с топливом в виде сфер или призм с частицами TRISO и с расплавленной фтористой солью в качестве теплоносителя первого контура. Хотя, в отличие от HTR с газовым охлаждением, такой высоко температурный реактор работает при низком давлении (менее 1 атмосферы), он обеспечивает более эффективную теплопередачу, чем гелиевый реактор. В отличие от обычного реактора на расплавленных солях (MSR — Molten Salt Reactor, см. раздел "Реакторы третьего поколения малой мощности"), соль в AHTR используется исключительно как теплоноситель при низком давлении и температурах 750-1000°C. Реактор может использоваться для термохимического производства водорода. Рассчитываемая мощность реактора 1000 МВт(эл.) (2400 МВт(тепл.)) с капитальными затратами менее \$1000/кВт.

Реакторы на быстрых нейтронах. Ряд стран ведут научно-исследовательские и конструкторские программы по усовершенствованным быстрым реакторам-размножителям (FBR — Fast Breeder Reactors), которые являются одним из вариантов реакторов на быстрых нейтронах. В большинстве таких реакторов в качестве топлива применяется делящийся изотоп ²³⁵U, а также ²³⁸U, из которого нарабатывается делящийся изотоп ²³⁹Pu.

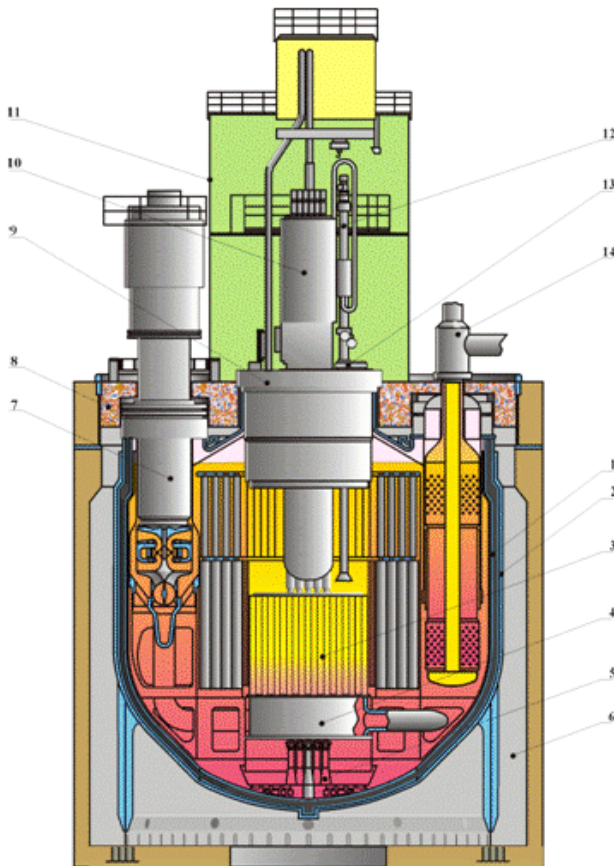
Около двух десятков таких реакторов с металлическим теплоносителем было построено, начиная с 1950-х годов, и некоторые из них промышленно вырабатывали электроэнергию. Накоплен опыт работы приблизительно в 290 реакторных лет.

Природный уран содержит приблизительно 0,7 % ²³⁵U и 99,3 % ²³⁸U. В любом ядерном реакторе в процессе его работы изотоп ²³⁸U превращается в несколько изотопов плутония. Два из них, ²³⁹Pu и ²⁴¹Pu, затем делятся таким же образом, как и ²³⁵U, выделяя энергию. В быстром реакторе этот процесс оптимизирован таким образом, чтобы в бланкете из обедненного урана, который размещен по периметру активной зоны, могло нарабатываться топливо, т.е. делящиеся изотопы. Уран в быстрых реакторах при замкнутом топливном цикле позволяет получить в 60 раз энергии, чем в обычном тепловом реакторе. Однако быстрые реакторы стоят дорого и могут быть оправданы экономически, только если цена на уран повысится и достигнет уровня цен, существовавшего до 1980 г., который значительно превышал нынешний рыночный уровень.

По этой причине почти прекратились исследовательские работы на Европейском FBR мощностью 1450 МВт(эл.). Остановка французского быстрого реактора **Superphenix** мощностью 1250 МВт(эл.) после двух лет работы также затормозила исследования. Работы продолжаются в Индии. В Центре атомных исследований им. Индиры Ганди 40 МВт(тепл.) быстрый реактор-размножитель работал с 1985 г. Кроме того, там же работал маленький реактор Kamini, на котором в качестве ядерного топлива исследовался торий, производящий делящийся изотоп ²³³U. В 2004 г. в Kalpakkam началось строительство 500 МВт(эл.) прототипа быстрого реактора-размножителя. Реактор планируется к пуску в 2010 г. В качестве топлива будет использоваться смесь карбида плутония и урана (реакторный Pu будет браться из существующего тяжеловодного реактора PHWR), а в ториевом бланкете будет нарабатываться делящийся изотоп ²³³U. Этот проект означает переход на 2 этап националь-

¹ TRIstructural ISOTropic = трехслойная изотропная

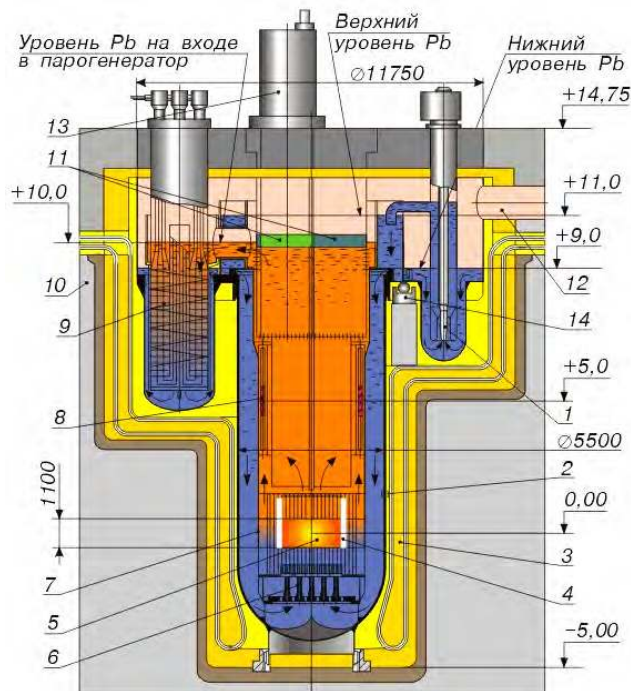
ной индийской ториевой программы, нацеленной на широкое использование тория в качестве ядерного топлива, большие запасы которого имеются в Индии.



1. Корпус реактора;
2. Страховочный корпус;
3. Активная зона;
4. Напорная камера;
5. Поддон для сбора расплавленного топлива;
6. Шахта реактора;
7. ГЦН-1;
8. ВНЗ;
9. Большая поворотная пробка;
10. ЦПК;
11. Защитный колпак;
12. Механизм перегрузки;
13. Малая поворотная пробка;
14. ПТО.

Рис. 14. Быстрый реактор-размножитель БН-800 [15]

воды. Россия планирует изменить конструкцию БН-600, чтобы можно было сжигать оборонный плутоний из военных запасов, и начала сооружение первого блока нового большего реактора-размножителя **БН-800** с улучшенными параметрами, включая возможность использования топлива разного типа (нитрид U+Pu, MOX, или металлическое), повышенную безопасность и экономичность (рис. 14).



1. Насос;
2. Корпус;
3. Теплоизоляция;
4. СУЗ;
5. Активная зона;
6. Опорные стойки;
7. Разделительная обечайка;
8. Хранилище ТВС;
9. Парогенератор;
10. Бетонная шахта;
11. Поворотные пробки;
12. Аварийный сброс паровой смеси;
13. Перегрузочная машина;
14. Опоры.

Рис. 15. Быстрый реактор БРЕСТ-300 [16]

Япония также планирует развивать быстрые реакторы, и мощность ее экспериментального реактора **Jojo**, работающего с 1977 г., теперь доводится до 140 МВт(тепл.). Прототип коммерческого быстрого реактора **Monju** мощностью 280 МВт(эл.) был включен в электрическую сеть в 1995 г., но вскоре был остановлен из-за утечки натриевого теплоносителя.

Российский быстрый реактор-размножитель **БН-600** вырабатывает электроэнергию, начиная с 1980 г. и имеет наилучший послужной список из всех русских ядерных энергетических реакторов. Быстрый реактор-размножитель **БН-350** работал в Казахстане в течение 27 лет и приблизительно половина его мощности использовалась для опреснения

воды. Россия планирует изменить конструкцию БН-600, чтобы можно было сжигать оборонный плутоний из военных запасов, и начала сооружение первого блока нового большего реактора-размножителя **БН-800** с улучшенными параметрами, включая возможность использования топлива разного типа (нитрид U+Pu, MOX, или металлическое), повышенную безопасность и экономичность (рис. 14). Эксплуатационные расходы, как ожидается, будут только на 15 % больше, чем у ВВЭР. В таком реакторе ежегодно может сгорать 2 тонны оборонного плутония. Строится он в Белоярске. Однако мировому лидерству России в развитии быстрых реакторов угрожает недостаток финансирования для завершения БН-800.

Россия вела эксперименты с несколькими конструкциями реакторов со свинцовым теплоносителем и применяла свинцово-висмутовый теплоноситель в течение 40 лет в реакторах подводных

лодок класса Alfa. Изотоп ^{208}Pb (54 % природного свинца) очень слабо поглощает нейтроны. Значительным новаторством является новый российский проект **БРЕСТ** быстрых реакторов мощностью 1200 и 300 МВт(эл.), со свинцом в качестве теплоносителя первого контура при 540°C, и надкритическими парогенераторами (рис. 15). Он обладает внутренне присущими элементами безопасности и использует мононитридное смешанное топливо UN+PuN. Реактор не производит оружейного Pu (так как отсутствует урановый бланкет), а отработанное топливо может рециклироваться постоянно, с установками для переработки на месте. Экспериментальный блок должен строиться в Белоярске, и разрабатываются блоки мощностью 1200 МВт(эл.) (рис. 16). Подробнее о БРЕСТ см. [17].

В США, Дженерал Электрик (GE) занят проектированием модульного реактора **PRISM** — 150 МВт(эл.) быстрого реактора с жидко-металлическим теплоносителем и внутренне присущими элементами безопасности. GE и Аргонская национальная лаборатория также разрабатывают продвинутой жидко-металлический быстрый реактор-размножитель (**ALMR** — Advanced Liquid-Metal Reactor) мощностью свыше 1400 МВт(эл.), но оба проекта на раннем этапе были отозваны из КЯР США. В США нет сейчас быстрых реакторов мощностью более 66 МВт(эл.), и ни один из имеющихся не производит электроэнергию коммерчески.

Проект **Super-PRISM** разрабатывается Дженерал Электрик (GE) как усовершенствованный компактный модульный реактор бассейнового типа с пассивным охлаждением и отводом тепла распада. Блок Super-PRISM мощностью 1000 МВт(тепл.) должен работать при 510°C, более высокой температуре, чем его прототип PRISM. Реакторный блок бассейнового типа полностью включает первичный контур с натриевым теплоносителем. Pu и U топливо может быть оксидным или металлическим, но второстепенные (младшие¹) актиноиды не удаляются при переработке, так что даже свежее рециклированное топливо будет сильно радиоактивным и, следовательно, им трудно будет воспользоваться в злонамеренных целях. Продукты деления удаляются при переработке, а получаемые отходы содержат радиоизотопы с меньшим временем жизни, чем обычно. Топливо будет находиться в реакторе в течение шести лет, причем каждые два года одна треть его будет заменяться. Коммерческая АЭС будет включать шесть реакторных блоков, обеспечивая мощность 2280 МВт(эл.), а проект соответствует параметрам реакторов четвертого поколения, в том числе и по стоимости производства электроэнергии менее 3 цент/кВтч.

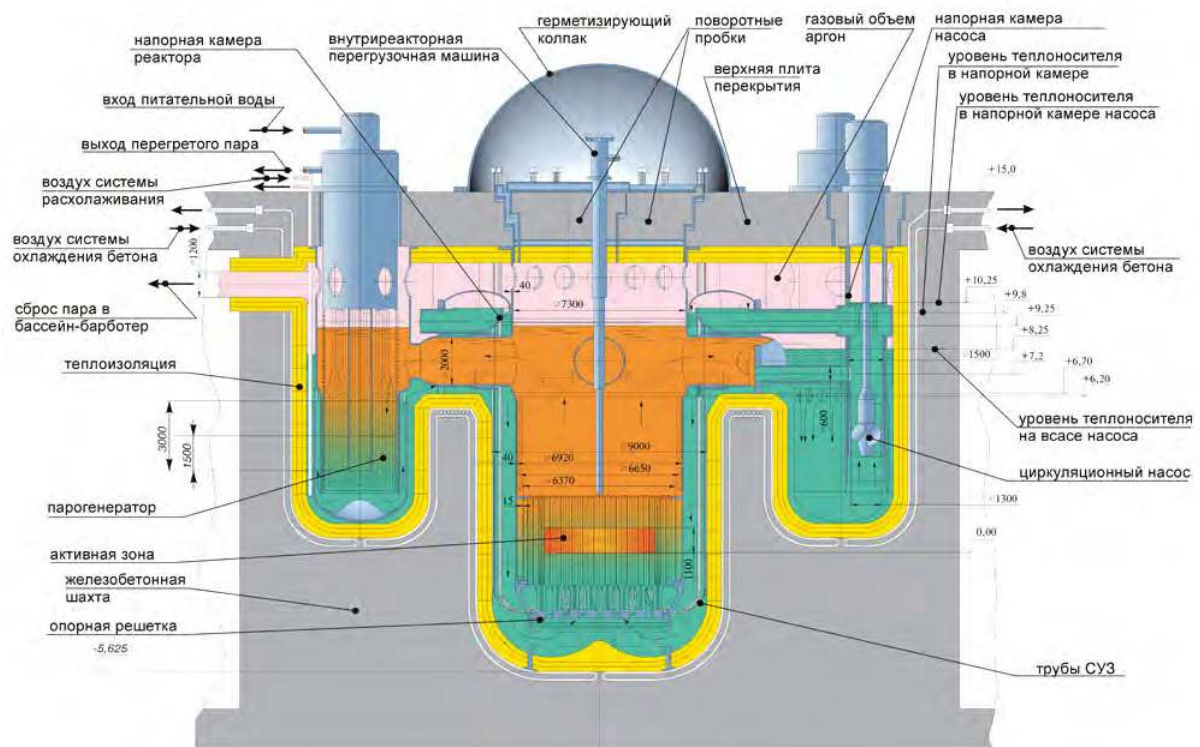


Рис. 16. Быстрый реактор БРЕСТ-1200 [16]

В таблице 2 кратко перечислены реакторы третьего поколения большой мощности с указанием их основных параметров и отличительных свойств.

¹ Неустоявшийся термин (англ. — minor actinides). Иногда используется "минор-актиноиды" или "младшие актиноиды". Означает долгоживущие изотопы трансурановых элементов Np, Cm, Am, Cf, присутствующие в отработанном топливе в небольшом количестве, но в значительной степени (20% суммарной активности) определяющие его радиоактивность. Уран и плутоний считаются основными (major) актиноидами.

Таблица 2

Основные реакторы третьего поколения большой мощности, включая модульные реакторы PBMR и GT-MHR (их описание см. в разделе "Реакторы третьего поколения малой мощности") [11]

Страна и разработчик	Реактор	Мощность, МВт(эл.)	Состояние разработки	Основные особенности
США-Япония (GE-Hitachi-Toshiba)	ABWR	1300	Промышленно используется в Японии с 1996-7. В США: сертификация КЯР в 1997, FOAKE.	<ul style="list-style-type: none"> • Эволюционный проект • Более эффективный, меньше отходов • Упрощенные конструкция (48 мес.) и управление
Южная Корея (на основе проекта Westinghouse)	APR-1400 (PWR)	1450	Сертификация КЯР в 1997, Последующая доработка для южнокорейской АЭС Shin Kori 3 & 4, ввод в эксплуатацию ожидается в 2012.	<ul style="list-style-type: none"> • Эволюционный проект • Повышенная надежность • Упрощенные конструкция и управление
США (Westinghouse)	AP-600 AP-1000 (PWR)	600 1100	AP-600: Сертификация КЯР в 1999, FOAKE. AP-1000 Сертификация КЯР в 2005.	<ul style="list-style-type: none"> • Элементы пассивной безопасности • Упрощенные конструкция и управление • 3-х годичный срок сооружения • 60-летний срок службы
Япония (энергокомпания, Westinghouse, Mitsubishi)	APWR	1500	Разработка проекта, планируется для АЭС Tsuruga, заявка на сертификацию в КЯР планируется в 2008	<ul style="list-style-type: none"> • Элементы гибридной безопасности • Упрощенные конструкция и управление
Франция-Германия (Areva NP)	EPR (PWR)	1600	Утверждено как будущий стандарт Франции, Получено одобрение во Франции, Строится в Финляндии Разрабатывается вариант для США	<ul style="list-style-type: none"> • Эволюционный проект • Улучшенная безопасность • Высокая эффективность использования топлива • Низкая себестоимость электричества США
США (GE)	ESBWR	1550	Разработано на основе ABWR, предсертификационный этап в США	<ul style="list-style-type: none"> • Эволюционный проект • Малый срок сооружения • Элементы повышенной безопасности
Германия (Areva NP)	SWR-1000 (BWR)	1200	Готов к развёртыванию, пред-сертификационный этап в США	<ul style="list-style-type: none"> • Инновационный проект • Высокая эффективность использования топлива • Элементы пассивной безопасности
Россия (Гидропресс)	АЭС-2006 (PWR)	1200	Установка блоков на Курской и Ленинградской АЭС	<ul style="list-style-type: none"> • Высокая эффективность использования топлива • Повышенная безопасность
Россия (Гидропресс)	B-392 (PWR)	950-1000	Два блока строятся в Индии. Конкурс в Китае	<ul style="list-style-type: none"> • Эволюционный проект • 60-летний срок службы • Элементы повышенной безопасности
Канада (AECL)	CANDU-9	925-1300	Лицензия получена в 1997	<ul style="list-style-type: none"> • Эволюционный проект • Возможна установка одиночных блоков • Разные виды топлива • Элементы пассивной безопасности
Канада (AECL)	ACR	700 1080	ACR-700: пред-сертификационный этап в США, сертификация в Канаде, ACR-1000 предложен для Англии	<ul style="list-style-type: none"> • Эволюционный проект • Охлаждение обычной водой • Низко-обогащенное топливо • Элементы пассивной безопасности
ЮАР (Eskom, BNFL, Westinghouse)	PBMR	170 (модуль)	начинается сооружения прототипа, пред-сертификационный этап в США	<ul style="list-style-type: none"> • Модульная конструкция, низкая цена • Газовая турбина прямого цикла • Высокая эффективность использования топлива • Элементы пассивной безопасности
США,-Россия и др. (General Atomics - ОКБМ)	GT-MHR	285 (модуль)	Разрабатывается в России международным консорциумом	<ul style="list-style-type: none"> • Модульная конструкция, низкая цена • Газовая турбина прямого цикла • Высокая эффективность использования топлива • Элементы пассивной безопасности

Реакторы третьего поколения малой мощности

После начала производства электроэнергии на ядерных реакторах в 1950-х годах, мощность реакторов выросла от 60 МВт(эл.) до более, чем 1300 МВт(эл.), с соответствующей экономией эксплуатационных расходов за счет масштабного фактора. В то же время было построено несколько сотен меньших реакторов для военно-морского флота (до 190 МВт(тепл.) тепловой) и в качестве нейтронных источников. Тем самым, накоплен огромный опыт в разработке именно малых блоков [18,19].

Сегодня, частично из-за высоких капитальных затрат у реакторов большой мощности, генерирующих электричество с использованием парового цикла, и частично с учетом общественного мнения, возник интерес к блокам малой мощности. Такие блоки могут строиться независимо или создаваться отдельными модулями, входящими в общий комплекс, причем они могут добавляться по одному при необходимости увеличения мощности. Потери за счет масштабного факторы компенсируются при массовом производстве модулей. Предполагается также строить такие блоки в удаленных районах. Напомним, что по определению МАГАТЭ к "малым" относятся реакторы мощностью менее 300 МВт(эл.).

В наиболее известном модульном проекте, который ведется южноафриканским консорциумом, создается Модульный реактор с засыпным бланкетом (**PBMR** — Pebble Bed Modular Reactor) мощностью 110 МВт(эл.). Американская группа возглавляет другой международный проект (**GT-MHR**) с блоками мощностью 285 МВт(эл.). В обоих проектах гелиевый теплоноситель, нагретый до высокой температуры, будет непосредственно вращать газовую турбину. Проекты используют опыт создания отдельных новаторских реакторов в 1960-х и 1970-х годах.

Как правило, современные малые энергетические реакторы должны иметь простую конструкцию, быть экономичными при массовом производстве, и требовать меньших затрат на обустройство площадки для них. Многие также рассчитываются с высоким уровнем пассивной или внутренне присущей безопасности на случай отказов. Некоторые из них предназначены для районов вдали от электросетей и для малой нагрузки, другие — чтобы работать в составе комплексов и с возможностью конкурировать с большими блоками. Стоимость электричества, по оценке Министерства энергетики США, составит для блока мощностью 50 МВт(эл.) от 5,4 до 10,7 цент/кВтч (ср. со стоимостью на Аляске и Гавайях от 5,9 до 36,0 цент/кВтч).

Конгресс США финансирует сейчас исследования по созданию как малых модульных атомных электростанций (собираемых на месте из произведенных на заводе модулей), так и продвинутые проекты с газовым охлаждением (которые являются модульными в том смысле, что до десяти или более малых блоков строится последовательно для создания крупной АЭС). В докладе Министерства энергетики США в 2001 г. были названы девять таких проектов, которые могли бы быть развернуты к 2010 г.

В дальнем районе Сибири в Билибино уже давно работают четыре малых блока атомной теплоэлектростанции (первый блок введен в строй в 1974 г.). Эти четыре реактора, каждый мощностью 62 МВт(тепл.), имеют типичную для советских ранних реакторов (но необычную для Запада) конструкцию канального типа с кипящей водой и графитовым замедлителем (типа РБМК). Они производят пар для централизованного теплоснабжения и 11 МВт(эл.) (нетто) электричества каждый. АЭС работает с 1976 г., производя гораздо более дешевую энергию, чем это делала бы электростанция на ископаемом топливе в Арктике.

Легководные малые реакторы. В США имеется опыт создания очень малых военных силовых ядерных установок. Например, реактор **PM-3A** мощностью 11 МВт(тепл.) (1,5 МВт(эл.) нетто), который работал в McMurdo Sound в Антарктике в 1962-72 гг. и наработал за все это время 78 млн. кВтч. Имелась также армейская программа создания малых реакторов, и некоторые малые реакторы, разработанные по основной национальной программе, были построены еще в 1950-х гг. Один из них — это реактор BWR мощностью 67 МВт(эл.), сооруженный в Big Rock Point, который проработал 35 лет до его останковки в 1997 г.

Из описываемых ниже реакторов, первые две конструкции имеют обычный корпус под давлением плюс внешние парогенераторы. В остальных обычно парогенераторы расположены внутри корпуса реактора (интегральная конструкция PWR). Все они обладают повышенной безопасностью по сравнению с современными PWR.

Российский реактор **КЛТ-40** хорошо зарекомендовал себя в работе на ледоколах. Теперь он предлагается для более широкого использования для опреснения воды и для снабжения энергией отдаленных районов (при установке на барже), производя 30-35 МВт электроэнергии (нетто), а также до 20 МВт тепла. Срок до перегрузки у него составляет 3 года, поэтому реакторы планируется устанавливать парами, чтобы один из них можно было останавливать на ремонт и перегрузку, причем отработанное топливо могло бы храниться на борту. В конце 12-летнего срока службы вся АЭС должна перевозиться в центральное хранилище для перегрузки отработанного топлива и капитального ремонта. Два блока помещаются на барже водоизмещением 20000 тонн. Последние сведения о КЛТ-40 см. ниже в разделе "Текущие достижения России в реакторостроении".

Хотя активная зона реактора обычно охлаждается принудительной циркуляцией, проект полагается на конвекцию для охлаждения в случае аварии. Топливом является U-Al металлический сплав с выгораемым поглотителем, в оболочке из циркалоя, и обогащенный до 3,5 % ^{235}U , намного меньше, чем для военно-морских реакторов. Реактор КЛТ-40 может быть сконфигурирован таким образом, чтобы обеспечить до 35 МВт(тепл.) для опреснения воды в дополнение к производству электроэнергии.

Другой российский реактор большей мощности **ВБЭР-150** (350 МВт(тепл.) и 110 МВт(эл.)) выпускается промышленно и устанавливается на барже (требуется водоизмещение 12000 тонн). Он имеет модульную конструкцию и создан ОКБМ на основе военно-морских проектов, с двумя парогенераторами, рис. 17. Топливом служит оксид урана, обогащенный до 4,7 % с выгораемым поглотителем. У реактора невысокое выгорание (~31 ГВт-сут/т) и 7-8-летний интервал между перегрузками. Существует вариант реактора еще большей мощности с четырьмя парогенераторами **ВБЭР-300**, рис. 18 (подробнее см. раздел "Текущие достижения России в реакторостроении").

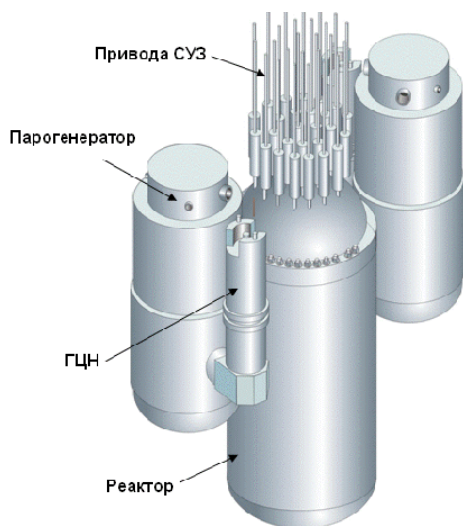


Рис. 17. Блочный реактор для плавучего и наземного базирования ВБЭР-150 [20]

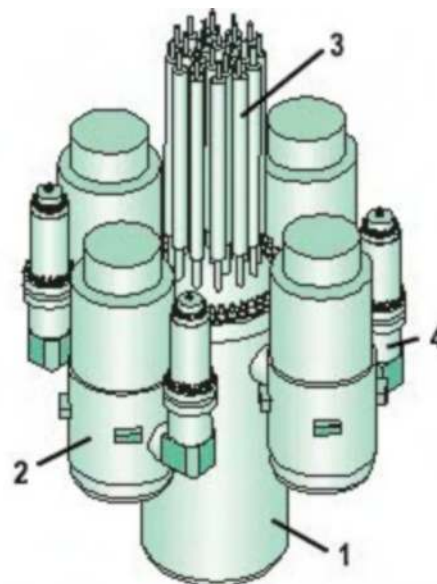


Рис. 18. Блочный реактор для плавучего и наземного базирования ВБЭР-300 (1 – реактор, 2 – парогенератор, 3 – приводы СУЗ, 4 – главный циркуляционный насос [20])

Меньший PWR реактор, разрабатываемый ОКБМ, называется **АБВ** и имеет мощность 45 МВт(тепл.) (10–12 МВт(эл.)). Он компактен, имеет интегрированный парогенератор и повышенную безопасность. Весь блок массой 600 тонн будет создаваться на заводе и устанавливаться на суше или на барже (требуется баржа в 2500 тонн). Активная зона подобна КЛТ-40, за исключением того, что обогащение равно 16,5 % и среднее выгорание 95 ГВт-сут/т. Срок до перегрузки приблизительно 8 лет, а срок службы около 50 лет.

Проектом **CAREM** (продвинутая малая АЭС), разрабатываемым в Аргентине государственной атомной комиссией CNEA (Comision Nacional de Energia Atomica) совместно с государственной компанией INVAP SE (Investigacion Aplicada), предусматривается создание модульного PWR реактора мощностью 27 МВт(эл.) (100 МВт(тепл.)) с интегрированными парогенераторами для производства электроэнергии, или для исследовательских целей, или для опреснения воды. В CAREM'e весь первичный контур, с циркуляцией только за счет конвекции, помещается внутри корпуса реактора. Использует стандартное для PWR топливо с обогащением 3,4 % и выгораемым поглотителем с ежегодной перегрузкой. Этот проект серьезно проработан и может быть развернут в течении десяти лет.

Реактор PWR большей мощности (330 МВт(тепл.)) разрабатывается в Южной Корее по названию **SMART** (System-integrated Modular Advanced Reactor — Модульный усовершенствованный реактор с интегрированной системой). Он оснащается интегрированными с реактором парогенераторами и обладает повышенной безопасностью. Предназначен он для производства электроэнергии (до 100 МВт(эл.)) и/или тепла (например, для опреснения морской воды). Расчетный срок эксплуатации — 60 лет, с 3-летним циклом перегрузки. Пока разработан такой реактор в масштабе одной пятой тепловой мощности (65 МВт(тепл.)). Он должен быть введен в эксплуатацию в 2007 г.

Исследовательский институт по атомной энергии Японии (JAERI) разрабатывает проект **MRX** малого (50–300 МВт(тепл.)) интегрального PWR реактора для судового двигателя или местного энергоснабжения (30 МВт(эл.)). Реактор будет полностью изготавливаться на заводе. Он использует обычное PWR топливо с 4,3 % обогащения (оксид урана) со сроком перегрузки в 3,5 года, и имеет контеймент, залитый для безопасности водой. Он может быть построен в течение десяти лет.

Technicatomе во Франции разработал PWR реактор **NP-300** на основе реактора для подводных лодок и предлагает его на экспорт для производства электроэнергии, тепла и опреснения воды. Его мощность может составлять от 100 до 300 МВт(эл.) и более, или он может опреснять до 500000 м³ воды в день.

Китайский **NHR-200** является простым и надежным интегрированным PWR реактором мощностью 200 МВт(тепл.) для централизованного теплоснабжения или опреснения воды. Он будет работать при более низких

температурах, чем реакторы вышеупомянутых проектов. Отработанное топливо будет храниться вблизи активной зоны внутри корпуса реактора.

Международный новый и безопасный реактор (**IRIS** — International Reactor Innovative & Secure) разрабатывается компанией Westinghouse как реактор 3-го поколения. IRIS-50 является модульным PWR реактором мощностью 50 МВт(эл.) и более с интегрированным первичным контуром и теплообменом за счет конвекции. Топливо типичное для легководных реакторов с 5 % обогащением, выгораемым поглотителем и с интервалом между перегрузками 5 лет (или дольше при более высоком обогащении). Утверждается, что IRIS-50 может быть сооружен уже в текущем десятилетии (о более мощном IRIS речь шла выше в разделе "Реакторы третьего поколения большой мощности").

Модульный упрощенный кипящий реактор **MSBWR** (Modular Simplified Boiling Water Reactor) разрабатывается фирмой Дженерал Электрик и Purdue Университетом в США в двух вариантах на мощности 200 МВт(эл.) и 50 МВт(эл.). Проект базируется на реакторе SBWR фирмы Дженерал Электрик. Съем тепла и циркуляция — за счет конвекции, топливо 5 % обогащения, типичное для BWR, с 10-летним интервалом между перегрузками. Реактор может быть сооружен в этом десятилетии.

Энергетическая система **TRIGA** — это концепция PWR реактора, основанная на хорошо зарекомендовавших себя разработках фирмы General Atomics. Он задуман как бассейновый реактор мощностью 64 МВт(тепл.) (16,4 МВт(эл.)), работающий при относительно низкой температуре. Вторичный органический теплоноситель — перфторуглерод (perfluorocarbon). Топливо — уран-циркониевый гидрид, обогащенный до 20 % с небольшим количеством выгораемого поглотителя, требует перегрузки каждые 18 месяцев. Отработанное топливо хранится внутри корпуса реактора.

Высокотемпературные реакторы с газовым охлаждением. На основе проектов отдельных новаторских реакторов, построенных в 1960-е и 1970-е гг., ведутся разработки новых высокотемпературных реакторов с газовым охлаждением (HTR — High Temperature Reactor), которые смогут нагревать гелиевый теплоноситель до высокой температуры (до 950°C) для промышленного применения тепла, снимаемого через дополнительный теплообменник или для непосредственного вращения газового турбогенератора (цикл Брайтона) с термическим КПД почти в 50 % (КПД растет на 1,5 % с увеличением температуры на каждые 50°C). Технические решения, найденные в последние десять лет делают HTR более практичными, хотя прямой цикл Брайтона означает, что все реакторные компоненты должны быть интегрированы в одну цельную конструкцию.

Топливо для этих реакторов представляет собой TRISO частицы, менее миллиметра диаметром. В центре находится ядро из оксикарида урана, обогащенного до 14 % ^{235}U . Оно окружено слоями графита и карбида кремния, которые удерживают внутри продукты деления и выдерживают температуру до 1600°C и более.

Имеются два способа помещения этих частиц в активной зоне реактора: в шестигранных призмах из графита, или россыпью (насыпной бланкет) сферами размером с бильярдный шар из графита с оболочкой из карбида кремния, каждая из которых содержит приблизительно 15000 топливных частиц (9 г урана). Оба варианта имеют высокий уровень внутренне присущей безопасности, включая большой отрицательный температурный коэффициент, благодаря чему деление замедляется при повышении температуры. Количество отработанного топлива оказывается больше, чем в легководном реакторе той же мощности.

Высокотемпературный испытательный реактор **HTTR** (High-Temperature Test Reactor) Японского научно-исследовательского института атомной энергии (JAERI) тепловой мощностью 30 МВт(тепл.) был запущен в конце 1998 г. и успешно работал при 850°C. В 2004 г. на его выходе была достигнута температура 950°C. Топливо в нем находится в форме призм, а его главная цель заключалась в разработке термохимических методов получения водорода из воды.

На основе HTTR, JAERI разрабатывает Газотурбинный высокотемпературный реактор (**GTHTTR**) с тепловой мощностью модуля до 600 МВт. В нем используются улучшенные ТВЭЛы реактора HTTR с ураном 14 % обогащения, достигающие высокого выгорания (112 ГВт-сут/т). Гелий при 850°C вращает горизонтальную турбину с КПД 47 % и выдает до 300 МВт(эл.). Активная зона состоит из 90 шестигранных топливных колонн высотой 8 метров, расположенных по кругу, и содержит рефлекторы. Каждая колонна состоит из восьми слоев высотой один метр и 0,4 м в поперечнике с 57 топливными элементами, содержащими частицы топлива с ядрами диаметром 0,55 мм и защитной оболочкой 0,14 мм. При перегрузке раз в 2 года каждый второй слой элементов заменяется, так что каждый элемент служит 4 года.

При установке на АЭС четырех таких модулей, капитальные затраты оцениваются в US\$ 1300-1700/кВт(эл.) и стоимость электроэнергии около 3,4 цент/кВтч.

Китайская установка **HTR-10**, небольшой высокотемпературный демонстрационный реактор с засыпным бланкетом и газовым охлаждением, была запущена в Институте ядерной и новой энергетики (INET) в Университете Циньхуа к северу от Пекина в 2000 г. Реактор использует топливо с 17 % обогащением. В 2003 г. он достиг проектной мощности, и на нем ведется широкая исследовательская программа. В конечном счете он будет подсоединен к газовой турбине. Университет также планирует в 2006 г. начать на побережье строительство реактора большей мощности HTR-PM (150 МВт(эл.)). Этот реактор будет использовать топливо обогащенное до 8,8 %, иметь кольцевую активную зону, и первоначально будет работать с паровой турбиной. Разрабатыва-

ется также версия с мощностью 190 МВт(эл.). На обоих высокотемпературных реакторах вместе с КАЕРИ (Корея) ведутся исследования возможности производства водорода.

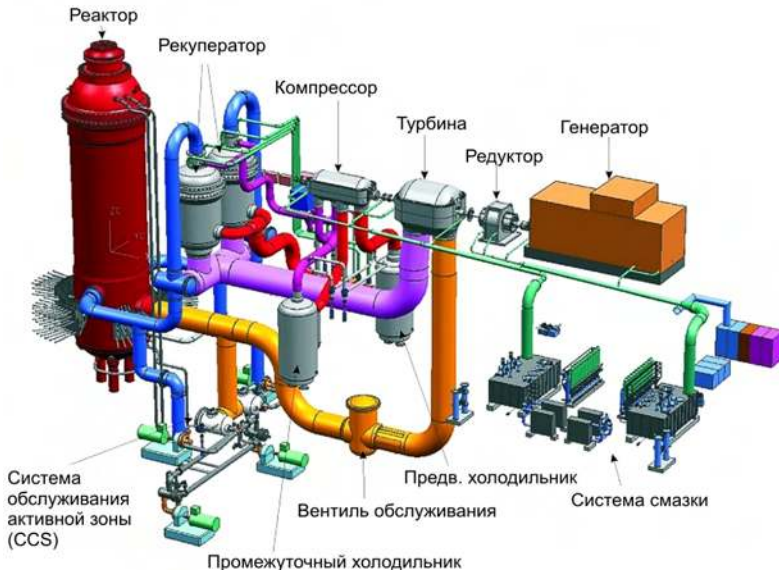


Рис. 19. Модульный реактор с засыпным blanketом (PBMR)

чив, при начальном обогащении топлива 4–5 %, среднее выгорание 90 ГВт·сут/т U (цель — достичь выгорания 200 ГВт·сут/т).

Корпус реактора выложен графитом, и имеется центральная колонна из графита, служащая отражателем. Стержни управления находятся в периферийных рефлекторах, а холодная система останова — в центральной колонне. Разработка предусматривает возможность больших колебаний нагрузки (40–100 %), с быстрой перестройкой мощности. Каждый блок будет создавать в год приблизительно 19 тонн отработанных топливных элементов, которые должны выдерживаться на месте в вентилируемых бункерах.

Стоимость строительства АЭС (для кластера из восьми модулей), как ожидается, будет US\$ 1000/кВт, и стоимость электроэнергии — менее 3 цент/кВтч. Инвесторами проекта PBMR являются Eskom, Южноафриканская корпорация развития промышленности (South African Industrial Development Corporation) и Британское ядерное топливо (BNFL — British Nuclear Fuels Ltd). Начало строительства демонстрационного модуля намечено на 2006 г., а ввод в строй в 2010 г.

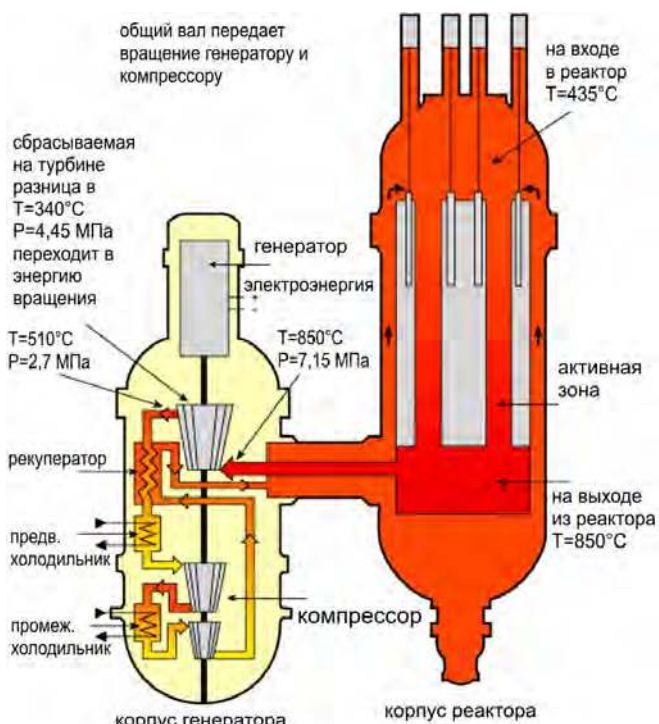


Рис. 20. Модульный гелиевый реактор MHR (GT-MHR)

Южноафриканский модульный реактор с засыпным blanketом **PBMR** (Pebble Bed Modular Reactor) разрабатывается консорциумом во главе с генерирующей компанией Eskom и основан на немецком опыте (рис. 19). Он претендует на качественное повышение безопасности, экономичности и гарантирует нераспространение делящихся материалов. Демонстрационный модуль будет иметь мощность 125 МВт(эл.), а серийные модули — 165 МВт(эл.). Они будут оснащены газовым турбогенератором прямого цикла, тепловой КПД составит около 42 %, а температура гелия на выходе около 900°C. До 450000 засыпных топливных элементов будут непрерывно рециркулировать через реактор (приблизительно шесть раз каждый) пока не будут окончательно использованы, обеспечив,

Международный проект Модульного гелиевого реактора **MHR** (ранее — Модульного гелиевого реактора с газовой турбиной **GT-MHR**, Gas Turbine – Modular Helium Reactor) проектируется на большую мощность, чем PBMR (рис. 20). Каждый модуль мощностью 280 МВт(эл.) непосредственно приводит в действие свою газовую турбину с термическим КПД 48 %. Активная зона цилиндрической формы состоит из 102 шестигранных ТВЭЛЬных колон из графита с каналами для гелия и стержней управления. Внутри и вокруг активной зоны помещаются графитные блоки отражателя. Половина топлива в активной зоне должна заменяться раз в 18 месяцев. Выгорание будет достигать 220 ГВт·сут/т и температура теплоносителя на выходе из активной зоны 850°C. Планируется довести ее окончательно до 1000°C. Этот проект разрабатывается General Atomics (США) совместно с Агентством по атомной энергии России (ОКБМ) и поддерживается Fuji (Япония) и Agewa NP (Европа). Первоначально планируется построить реактор для сжигания чистого оборонного плутония в Северске в России. В топливо необходимо добав-

лять выгораемый поглотитель нейтронов ^{167}Er . Эскизная стадия проекта была завершена в 2001 г. Стоимость АЭС, как ожидается, будет меньше, чем \$ 1000 за кВт, а стоимость электроэнергии — 2,9 цент/кВтч. Строительство прототипа в России планировалось на 2006-09 гг. после получения разрешения надзорных органов.

Вариант этого реактора меньшей мощности (10-25 МВт(эл.)) под названием Модульный гелиевый реактор для отдаленных районов (**RS-MHR** — Remote-Site Modular Helium Reactor) предложен General Atomics. Топливо должно иметь обогащение до 20 %, срок перегрузки — 6–8 лет.

Реактор очень высоких температур (**VHTR** — Very High Temperature Reactor) основан на GT-MHR и является крупным проектом корпорации Areva NP (Франция). В нем участвует Fuji. Стандартная тепловая мощность будет 600 МВт(тепл.) при применении призматических топливных элементов, как в GT-MHR. Температура на выходе из активной зоны 1000°C. Реактор будет работать на непрямом цикле, возможно со смесью азота и гелия во вторичном контуре. Это устраняет возможность загрязнения турбогенератора или установки по производству водорода радионуклидами из активной зоны реактора.

В высокотемпературных реакторах HTR может потенциально применяться топливо на основе тория, например, смесь высокообогащенного урана с торием, ^{233}U с Th, и Pu с Th. Наибольший опыт применения тория связан именно с HTR.

Три проекта HTR большей мощности, вместе с ANTR, описанным ниже, являются претендентами на роль Американского ядерного реактора следующего поколения (US Next-Generation Nuclear Plant).

Быстрые реакторы с жидкометаллическим теплоносителем. В быстрых реакторах отсутствует замедлитель, в них более высокий нейтронный поток, и они обычно охлаждаются жидким металлом типа натрия, с большой теплопроводностью и высокой температурой кипения. В них обычно применяют стержни СУЗ из карбида бора.

Герметизированный ядерный источник тепла (**ENHS** — Encapsulated Nuclear Heat Source) — ядерный реактор с жидкометаллическим теплоносителем мощностью 50 МВт(эл.) — разрабатывается в Калифорнийском университете, США. Активная зона представляет собой заполненный металлом модуль, помещаемый в большой резервуар со вторичным жидкометаллическим теплоносителем, который питает отдельный парогенератор. Топливо — сплав циркония и урана с 13 % обогащением по урану (или U-Pu-Zr с 11 % Pu) — служит 15 лет. После этого реакторный блок демонтируется, хранится на месте, пока не застынет свинцовый (или Pb-Bi) теплоноситель первого контура, и перевозится как автономный и защищенный блок на завод-поставщик. На его место устанавливается новый модуль вместе со свежим топливом и теплоносителем первого контура. ENHS разработан для развивающихся стран, но еще далек от коммерциализации.

Похожий проект Безопасного передвижного автономного реактора **STAR** (Secure Transportable Autonomous Reactor) разрабатывается в Аргоннской национальной лаборатории, США. Это модульный реактор на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем и элементами пассивной безопасности. Его мощность в 400 МВт(тепл.) позволяет перевозить его по железной дороге, а для охлаждения достаточно естественной циркуляции. Уран-трансурановое нитридное топливо помещается в кассете, которая меняется каждые 15-20 лет. STAR-LM предназначается для получения энергии, а STAR-H2 — для производства водорода. Гелий, нагретый в реакторе до 780°C, будет использоваться для передачи тепла отдельному термохимическому водородному производству, в то время как более низкая температура будет использоваться для опреснения воды (многоступенчатый процесс). Последующее коммерческое производство электричества можно осуществить, сжигая водород в топливных элементах.

Обе эти концепции предусматривают создание региональных центров производства свежего и переработки отработанного топлива, причем в свежее топливо будут добавляться продукты деления, чтобы предотвратить распространение ядерных материалов. В STAR-H2 предусматривается полное выгорание урана и трансурановых элементов, так что в отработанном топливе будут только продукты деления.

Аналогичный проект реактора-размножителя предложен Ливерморской национальной лабораторией в США как Малый герметичный передвижной автономный реактор (**SSTAR**, Small Sealed Transportable Autonomous Reactor). В нем будет применен Pb-Bi теплоноситель с нагревом до 800°C и интегрированный парогенератор с пассивной системой останова. С мощностью 10-100 МВт(эл.) он будет иметь 30-летний срок службы и не требовать перегрузки. Весь модуль целиком будет возвращаться на завод по переработке топлива. Вариант большей мощности массой 100 т будет иметь высоту 15 м и диаметр 3 м. Прототип ожидается в 2015 г.

Важным российским проектом является реактор **БРЕСТ** малой мощности (300 МВт(эл.)). В нем будут применены свинцовый теплоноситель с температурой на выходе из первичного контура 540°C и надкритические паровые генераторы. Об этом и его более мощном варианте (1200 МВт(эл.)) шла речь выше в разделе 3.1. Подробнее о БРЕСТ см. в [17].

Меньшим и более новым российским проектом является **СВБР** (Свинцово-Висмутовый Быстрый Реактор) мощностью 75-100 МВт(эл.). Это интегрированная конструкция, с парогенераторами, находящимися в одном бассейне с активной зоной, заполненной Pb-Bi при 400-480°C. В реакторе можно использовать самое разное топливо. Весь модуль диаметром 4,5 м и высотой 7,5 м будет изготавливаться промышленно, транспортироваться на место и помещаться в резервуар с водой для обеспечения пассивного отвода тепла и защиты. АЭС с 16 такими модулями, как ожидается, будет вырабатывать более дешевое электричество, чем любой другой рос-

сийский реактор, а также обеспечит принципиальную безопасность и высокую степень физической защиты делящихся материалов. (Россия построила 7 подводных лодок Alfa-класса с компактными реакторами мощностью 155 МВт(тепл.) и Pb-Bi теплоносителем. Накоплен опыт их эксплуатации, равный 70 реакторных лет.)

Ядерный реактор под названием **4S "nuclear battery"** (Супер-безопасная, малая и простая ядерная батарея; 4S = Super-Safe, Small & Simple) разрабатывается корпорацией Toshiba в сотрудничестве с японским Центральным научно-исследовательским институтом электропромышленности (CRIEPI). В качестве теплоносителя в нем используется натрий, и имеются элементы пассивной безопасности. Модуль целиком будет изготавливаться промышленно, перевозиться на место и помещаться на глубине 30 м под землей. Реактор способен несколько десятилетий работать без перегрузки. Топливом служит сплав циркония и урана, обогащенный меньше, чем до 20 %, при этом устойчивость работы во все время службы обеспечивается постепенным перемещением вдоль вертикально расположенной активной зоны графитового отражателя. Оба варианта мощностью 10 МВт(эл.) и 50 МВт(эл.) автоматически поддерживают температуру теплоносителя на выходе 510°C, чтобы можно было как генерировать электроэнергию, так и реализовать процесс высокотемпературного электролитического производства водорода. Стоимость АЭС составит US\$ 2500/кВт, а стоимость электроэнергии 6 цент/кВтч, что может конкурировать с дизель-генераторами в отдаленных районах. Проект получил одобрение в Штате Аляска, и демонстрационный реактор может быть сооружен там в 2012 г. См. дополнительно о реакторе 4S [21].

Проект меньшего масштаба, финансируемый Японским научно-исследовательским институтом атомной энергии (JAERI), называется **Rapid-L**. Мощность реактора будет 5 МВт(тепл.) (200 кВт(эл.)), и в нем будет применен литий-6 (жидкий поглотитель нейтронов), как материал для управления реактором. В реакторе будет 2700 ТВЭЛов с нитридом урана, обогащенным до 40-50 %, с температурой плавления 2600°C, объединенные в извлекаемые картриджи. Применена пассивная система управления реактивности, использующая литиевые модули расширения (ЛМР), которые будут обеспечивать компенсацию выгорания, работу при неполной нагрузке, а также обеспечат отрицательный коэффициент реактивности. При возрастании температуры в реакторе, литий расширяется в активную зону, замещая инертный газ. Другие литиевые модули, также размещаемые в топливном картридже, будут останавливать и запускать реактор. Охлаждение осуществляется жидким натрием, и с системой управления ЛМР, мощность развиваемая реактором пропорциональна потоку теплоносителя в первичном контуре. Перегрузка раз в 10 лет будет производиться в среде инертного газа. Управление реактором не потребует большого искусства, благодаря заложенным в нем элементам безопасности. Весь реактор будет иметь высоту около 6,5 метров и диаметр 2 метра.

Японский реактор **LSPR** с свинцово-висмутовым теплоносителем обладает мощностью 150 МВт(тепл.) (53 МВт(эл.)). Заправленный топливом реакторный модуль будет производиться на заводе и, после службы в 30 лет, возвращаться обратно. Предназначен для развивающихся стран.

В США, фирма Дженерал Электрик занимается проектированием модульного реактора **PRISM** мощностью 150 МВт(эл.) с жидкометаллическим теплоносителем и внутренне присущими элементами безопасности. Следующая модель, Super-PRISM, имеет большую мощность (1000 МВт(тепл.)) и описана в разделе "Реакторы третьего поколения большой мощности".

Более продвинутой концепцией быстрого реактора является **EBR-II**, реактор мощностью 62 МВт(тепл.), предложенный Аргонской национальной лаборатории, США. EBR-II использует в качестве топлива отработанное топливо легководных реакторов, прошедшее пирометаллургическую очистку, и содержащее широкий набор актинидов. Цель программы — использовать полный потенциал энергии урана, вместо только одного процента в тепловых реакторах. Предложен проект реактора EBR-III (200-300 МВт(эл.)), но он пока не разрабатывается.

Реакторы на расплавленных солях. В течение 1960-х годов в США разрабатывался реактор-размножитель на расплавленных солях, как резервный вариант для быстрого реактора-размножителя (с охлаждением жидким металлом), и небольшой прототип работал в Оак-Ридже. Интерес к этой концепции возобновился теперь в Японии, России, Франции, США. Концепция реактора на расплавленных солях является одной из шести базовых для реакторов четвертого поколения¹.

В реакторе на расплавленных солях (MSR) топливом представляет собой расплавленную смесь солей — фторидов лития и бериллия с растворенными фторидами тория и урана-233. Активная зона состоит из графитового замедлителя, через который может протекать расплав солей при температуре около 700°C и при низком давлении. Тепло отдается во вторичный солевой контур, а оттуда в пар. Продукты деления распадаются в солях и непрерывно удаляются в контуре переработки и заменяются на свежие с ²³²Th или ²³⁸U. Актиниды остаются в реакторе, пока не распадутся (непосредственно, или перейдя вначале в высшие актиниды).

Примером такого MSR реактора является проект **FUJI** мощностью 100 МВт(эл.), который будет работать в режиме, близком к размножению. Проект разрабатывается международным консорциумом Японии, России и США.

¹ Большой объем исследований по коррозионной стойкости материалов для реакторов на расплавленных солях выполнен недавно в Украине (см. Problems of Atomic Science and Technology. Special Issue "Materials for Molten Salt Reactors". #4 (87), 2005, pp.3-128).

Топливный цикл MSR обладает рядом привлекательных особенностей. Это небольшая наработка оружейных делящихся материалов (^{242}Pu является доминирующим изотопом плутония); небольшое количество топлива (для французского варианта такого размножителя потребуется 50 кг тория и 50 кг ^{238}U на миллиард кВтч); безопасность, с использованием пассивной системы расхолаживания; а также то обстоятельство, что высокоактивные отходы содержат только продукты деления, т.е. радиоактивные элементы с коротким временем жизни.

О другом высокотемпературном реакторе АНТР с расплавленной фтористой солью в качестве исключительно теплоносителя первого контура речь уже шла выше в разделе о реакторах большой мощности.

Расплавленные фтористые соли привлекательны также для теплообмена между ядерным источником тепла и любым химическим производством. Алюминиевая металлоплавильная промышленность имеет реальный опыт безопасного применения этих солей. Горячая расплавленная соль может также использоваться с гелием в качестве вторичного теплоносителя, непосредственно вращающего турбину генератора по циклу Брайтона.

Ниже в таблице 3 перечислены реакторы малой и средней мощности, находящиеся на последних стадиях разработки.

Таблица 3

Проекты реакторов малой и средней мощности, находящиеся на последних стадиях разработки [19]

Модель	Мощность	Разработчик
CAREM	27 МВт(эл.) PWR	CNEA & INVAP, Argentina
KLT-40	35 МВт(эл.) PWR	ОКБМ, Россия
MRX	30-100 МВт(эл.) PWR	JAERI, Japan
IRIS-50	50 МВт(эл.) PWR	Westinghouse, USA
SMART	100 МВт(эл.) PWR	KAERI, S. Korea
NP-300	100-300 МВт(эл.) PWR	Technicatome, France
Modular SBWR	50 МВт(эл.) BWR	GE & Purdue University, USA
PBMR	165 МВт(эл.) HTGR	Eskom, South Africa, et al
GT-MHR	285 МВт(эл.) HTGR	General Atomics (USA), Minatom (Russia) et al
BREST	300 МВт(эл.) LMR	НИКИЭТ (Россия)
FUJI	100 МВт(эл.) MSR	ITHMSO, Japan-Russia-USA

Текущие достижения России в реакторостроении

В дополнение к тем кратким сведениям о перспективных конструкциях реакторов России, о которых шла речь в разделах "Реакторы третьего поколения большой мощности" и "Реакторы третьего поколения малой мощности", расскажем о ее самых последних планах [22]. Эти сведения являются актуальными для Украины, поскольку все ее реакторы разрабатывались в СССР или в России.

Целевые установки для крупномасштабного и долгосрочного развития ядерной энергетики в России таковы:

- Стоимость э/энергии не более, чем 3 цент/кВтч,
- Капитальные затраты ниже \$1000/кВт,
- Срок службы, по крайней мере, 50 лет,
- Использование установленной мощности, не ниже 90 %.

Основная модель реакторов, которые сейчас строятся, — это **ВВЭР-1000** производства ОКБ "Гидропресс", модель В-320, мощностью 950 МВт(эл.) нетто. Реактор ВВЭР-1000, модель В-428, с западными системами управления (известный также как АЭС-91) был ранее поставлен Китаю для АЭС Tianwan (Lianyungang) и был также предложен Финляндии в 2002 г.

Усовершенствованный вариант ВВЭР-1000, В-392, был поставлен для АЭС Kudankulam в Индию, и запланирован как 6 и 7 блоки Нововоронежской АЭС. Он был предложен для АЭС Sanmen и Yanjiang в Китае в 2005 г. и принят для АЭС Белене в Болгарии. Он также известен как АЭС-92 (рис. 21). Основные компоненты АЭС-91 и АЭС-92 одинаково-

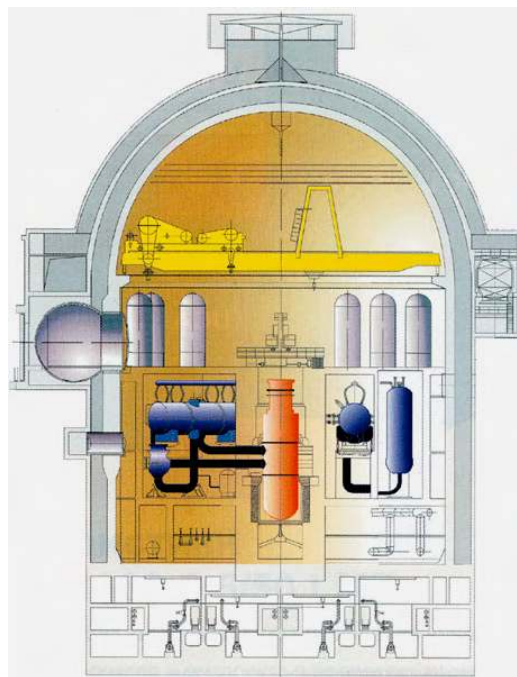


Рис. 21. Реактор ВВЭР-1000 (В-392) в контейнменте [23]

вы, за исключением несколько более высокого корпуса у АЭС-91, но системы съема тепла и безопасности различаются. АЭС-92 обладает более совершенной системой пассивной безопасности, а АЭС-91 — имеет дополнительную сейсмическую защиту. Варианты с разными числами после буквы В строились в разных странах, например, В-230, В-320. Модель В-392 является, видимо, типовым экспортным проектом. Большие числа относятся к конкретным проектам: В-446 в Бушере (Иран), В-412 в Kudankulam (Индия), В-428 в Tianwan (Китай) и В-466 предлагался для АЭС Olkiluoto (Финляндия).

Как уже упоминалось, не так давно Росатом основной задачей ставил разработку проекта реактора **ВВЭР-1500** (В-448) (см. рис. 22). Проект, как планировалось ранее, должен был быть завершен в 2007 г., и первые блоки сданы в 2012-13 гг. Ожидалось, что их стоимость будет та же, что и В-320, т.е. стоимость одного кВтч составит две трети от В-320. Предполагаемыми местами сооружения были Курская и Ленинградская АЭС, на каждой из которых в настоящее время работают по 4 легководных каналных реактора с графитовым замедлителем (РБМК). Первые из них были построены в 1974 г., например, 2-й блок Ленинградской АЭС.

Однако в самое последнее время на первое место выдвинулись планы разработки АЭС-2006 с новым типовым реактором **ВВЭР-1200** с электрической мощностью около 1200 МВт(эл.). Этот реактор представляет собой эволюционное усовершенствование хорошо зарекомендовавшего себя реактора ВВЭР-1000. Теперь именно этот реактор планируется к установке на АЭС Ленинградская-II и Курская-II со сдачей в 2012-13 гг. АЭС-2006 должна состоять из двух таких реакторов производства ОКБ Гидропресс со сроком эксплуатации 50 лет и коэффициентом использования установленной мощности 90 %. Капитальные затраты составят \$1200/кВт, а время сооружения — 54 месяца. Реактор обладает повышенной сейсмостойкостью и защитой от падения самолета.

В сентябре 2006 г. Росатом сформулировал свои ближайшие задачи следующим образом:

- Серийное производство блоков для АЭС-2006;
- Быстрый реактор БН-800;
- Малые и средние реакторы — КЛТ-40 и ВВЭР-300 (100... 300 МВт(эл.))
- Высокотемпературный газовый реактор HTGR

В зависимости от успеха этих задач будет продвигаться создание большего реактора ВВЭР-1500.

Другой тип разрабатываемого реактора повышенной безопасности, о котором уже шла речь в разделе "Реакторы третьего поколения большой мощности", является собой **ВВЭР-640** (В-407) мощностью 640 МВт(эл.). Реактора такой мощности в России пока не существовало. Он разрабатывается совместно с Сименс (теперь Areva NP). Однако после того, как строительство первого блока началось в Сосновом Бору, средства закончились, и реактор исчез из ближайших планов. В таблице 4 перечислены в порядке их развития основные российские ядерные реакторы с водой под давлением.

Усовершенствованием реактора РБМК явился **МКЭР-800**, (а также **МКЭР-1500**) с существенно повышенной безопасностью и помещаемый в контеймент, но этот проект пока тоже отложен (рис. 23).

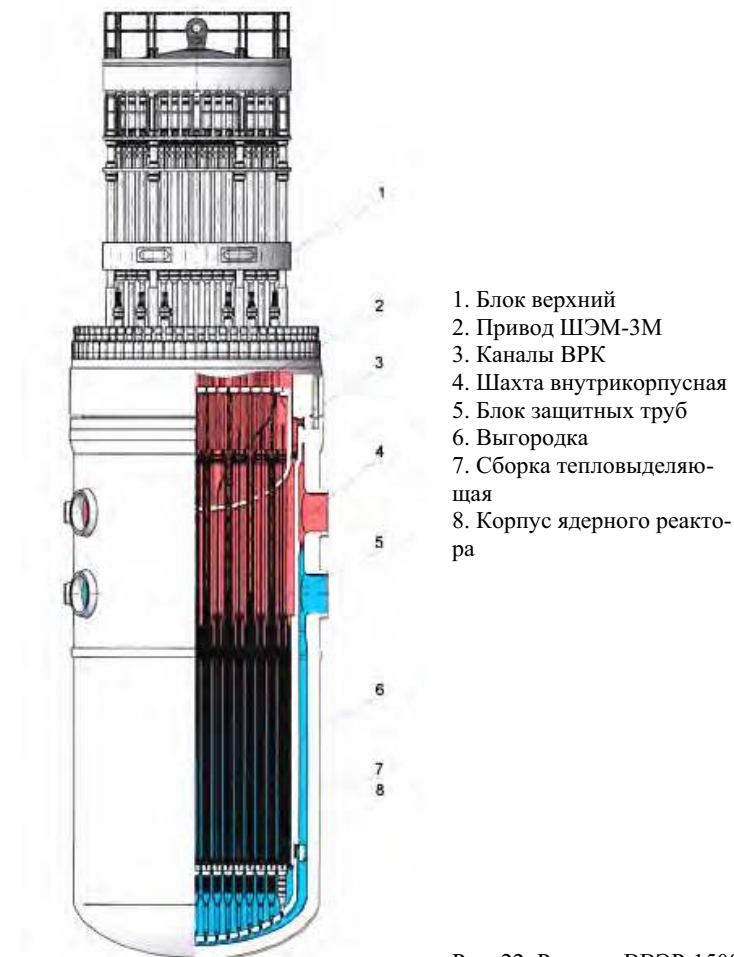


Рис. 22. Реактор ВВЭР-1500 (В-448) [24]

Быстрый реактор **БН-800** (см. также раздел "Реакторы третьего поколения большой мощности"), который создается в ОКБМ и будет строиться в Белоярске, разработан взамен работающего там БН-600 и будет использовать MOX топливо с оборонным и реакторным плутонием. Планируется создание нескольких таких блоков, а к 2020 г. должен быть разработан более мощный быстрый реактор БН-1800. В создании быстрых коммерческих реакторов Россия обладает неоспоримым технологическим и экспортным преимуществами перед Францией, Японией и США, где также ведутся (или велись) программы быстрых реакторов.

Однако главная текущая задача — это модернизация существующих реакторов за счет совершенствования топлива и большей эффективности его использования, и устранения разрыва между производительностью западных и российских реакторов. Совершенствование топлива предусматривает использование выгодного поглотителя — гадолиния и эрбия, а также конструкционную модернизацию топливных сборок.

- 1 - контеймент,
- 2 - бак СПР,
- 3 - РЗМ,
- 4 - барабан-сепаратор,
- 5 - короб КГО,
- 6 - коммуникация пароводяная,
- 7 - реактор,
- 8 - трубопровод опускной,
- 9 - коллектор всасывающий,
- 10 - РГК,
- 11 - коллектор напорный,
- 12 - коммуникация водяная,
- 13 - ГЦН,
- 14 - бассейн-барботер

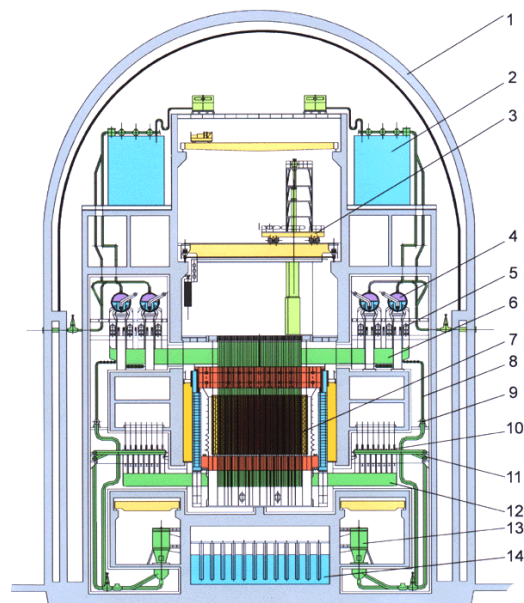


Рис. 23. Реактор МКЭР-1500 [25]

Таблица 4

Основные российские ядерные реакторы с водой под давлением (в порядке развития) [22]

Основной тип реактора	Модель реактора	АЭС
ВВЭР-440	В-230	
	В-213	
ВВЭР-1000	В-320	
	В-392	АЭС-91
	В-392	АЭС-92
ВВЭР-1200		АЭС-2006
ВВЭР-1500	В-448	
ВВЭР-640	В-407	

С уран-гадолиниевым топливом и конструктивными усовершенствованиями в ВВЭР-1000 срок до перегрузки увеличивается до 4 лет, а в ВВЭР-440 даже больше. Для ВВЭР-1000 к 2010 г. срок до перегрузки должен возрасти до пяти лет за счет увеличения обогащения топлива почти на одну треть (с 3,77 % до 4,87 %). При этом среднее выгорание вырастет на 40 % (до 57,7 ГВт-сут/т), а производственные расходы снизятся на 5 %. С рабочим циклом в 3×18 месяцев, выгорание было бы меньше (51,3 ГВт-сут/т), но коэффициент использования мощности мог бы увеличиться до 87 %. Похожая модернизация предусмотрена и для последних моделей блоков ВВЭР-440.

Для реакторов РБМК наиболее важным усовершенствованием было применение уран-эрибиевого топлива на всех блоках, хотя этому сопутствовали и конструкционные изменения. Поскольку были повышены обогащение (с 2,6 до 2,8 %) и содержание эрбия (до 0,6 %), увеличилось выгорание. Такая замена произведена на Ленинградской АЭС-2 и планируется на Курской АЭС. Для быстрого реактора БН-600, усовершенствование топлива означает увеличение срока между перегрузками до 560 дней.

Помимо этих нововведений, от топлива требовалось, чтобы его ресурс был увеличен до 6 лет, выгорание достигло 70 ГВт-сут/тU и повысилось качество (надежность) топлива. Кроме того, от многих АЭС теперь требуется подстраивание под нагрузку, поэтому необходимо топливо, которое бы позволяло работать с переменным режимом нагрузки.

Все российские реакторы РБМК теперь используют рециклированный уран из реакторов ВВЭР. Такое топливо также применялось экспериментально в ВВЭР-блоках Калининской АЭС-2 и Кольской АЭС-2. Предполагается распространить такое топливо и на другие блоки. С этим связана также задача использования избыточного оружейного плутония в МОХ топливе для семи реакторов ВВЭР-1000 начиная с 2008 г. и в быстром реакторе (Белоярск-3) с 2007 г.

Плавучая энергетическая установка с двумя ядерными реакторами **КЛТ-40С** [26] (см. также раздел "Реакторы третьего поколения малой мощности") была одобрена еще в 2003 г. для обслуживания удаленных районов (рис. 24 и 25). После многих лет вынашивания этого проекта, Росатом наконец одобрил создание малой атомной электростанции с размещением на барже. Она предназначена для снабжения Северодвинска в Архангель-

ской области электроэнергией (70 МВт(эл.)) плюс теплом (до 140 Гкал/ч). Контракт на строительство у Росэнергоатома в мае 2006 г. получило кораблестроительное предприятие Севмаш.

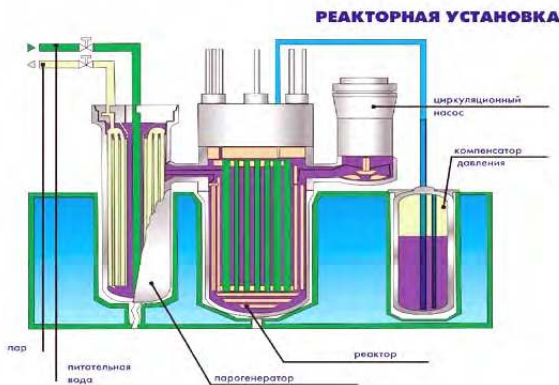


Рис. 24. Ядерный реактор КЛТ-40С



Рис. 25. Плавучая энергетическая установка с двумя ядерными реакторами КЛТ-40С [26]

Два реактора КЛТ-40С, разработанные в ОКБМ на основе тех, что предназначались для ледоколов, но с низко-обогащенным топливом (меньше чем 20 % ^{235}U), будут установлены на барже водоизмещением 21500 тонн и 144 м длиной (которая, по сообщениям, будет строиться в Китае). Стоимость всего проекта, как ожидается, составит \$ 337 миллионов (включая \$ 30 миллионов уже потраченных на разработку проекта). Строительство будет финансироваться на 80 % Росэнергоатомом и на 20 % Севмашем. Ввод в строй предусматривается в середине 2010 г.

Интервал между перегрузками на месте составит 3-4 года, а в конце 12-летнего рабочего цикла, вся АЭС вернется на верфь (упоминается "Звездочка") для 2-летнего капитального ремонта и выгрузки отработанного топлива, после чего будет возвращена на место для дальнейшей работы.

Вариант более мощной АЭС предусматривает использование двух реакторов **ВБЭР-300** [20] мощностью 2×850 МВт(тепл.) на барже водоизмещением 49000 тонн. Планируется экспорт таких установок для комбинированного производства энергии и опреснения воды. Потенциальными покупателями могут стать Китай, Индонезия, Малайзия, Алжир и Аргентина, хотя Россия возможно сохранит за собой собственность АЭС и будет просто продавать вырабатываемую энергию.

Реактор с водой под давлением ВБЭР-300 разработан, как и ВБЭР, в ОКБМ на основе военно-морских силовых установок и может обеспечить 200 МВт(эл.) электроэнергии и 460 Гкал/ч тепла для отопления или опреснения воды. Реактор рассчитан на 60-летний срок службы с коэффициентом использования мощности 90 %. В настоящее время рассматривается наземный вариант совместно с Казатомом для размещения в Казахстане. Планируется дальнейшее продвижение этого реактора на экспортные рынки.

Реактор **ВК-300** с кипящей водой (рис. 26) способен обеспечить 250 МВт(эл.) электроэнергии и тепла для опреснения воды (150 МВт(эл.) плюс 400 Гкал/ч). Его прототипом был кипящий реактор ВК-50 в Димитровграде, но в ВК-300 будут использованы стандартные компоненты везде, где это возможно, например, корпус от реактора ВБЭР-1000. Выгорание составит 41 ГВт-сут/т. Разработано технико-экономическое обоснование строительства 4-х единиц ВК-300 в Архангельске, с выработкой 250 МВт(эл.) электроэнергии и 15 Гкал/ч тепла [22].

В сентябре 2006 Росатом провозгласил целью обеспечение 23% электроэнергии страны к 2020 г. за счет атомных электростанций. Инициатива Росатома в отношении ускоренного расширения парка АЭС основана на экономической целесообразности завершения строительства 9 ГВт(эл.) уже частично построенных АЭС. По данным на апрель 2007 г. планируется с 2009 г. ежегодно вводить в строй один блок мощностью 1200 МВт(эл.), два блока — в период с 2012 до 2015 г., три блока — в 2016 г., а

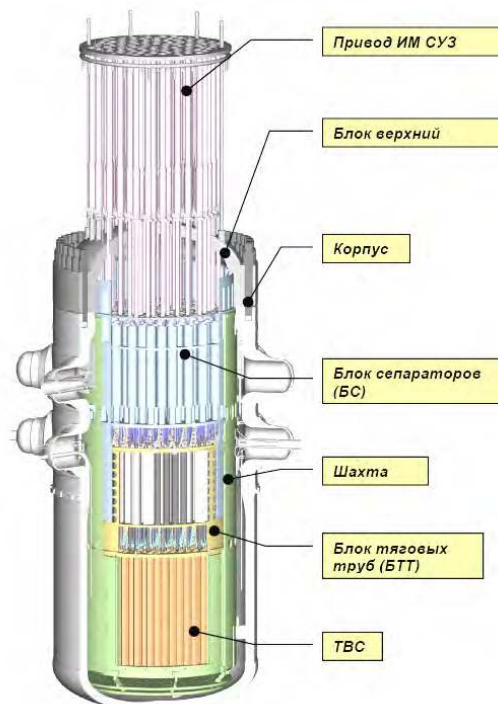


Рис. 26. Реактор ВК-300 с кипящей водой

затем ежегодно — по четыре таких блока вплоть до 2020 г., т.е. всего около 32 ГВт(эл.), доведя таким образом суммарную мощность АЭС до 44000 МВт(эл.).

Чтобы получить на это средства, Росатом предложил Газпрому возможность инвестировать в некоторые из частично законченных АЭС. Аргументом было то, что \$7,3 миллиарда, требуемые для всего парка в 10 ГВт(эл.) (включая только-что законченный блок Ростов-1) будут быстро возмещены за счет экспорта газа, поскольку новые атомные установки резко уменьшат потребление того же газа внутри страны.

В октябре 2006 г. Россия утвердила программу развития атомной энергетики стоимостью в \$55 млрд., причем \$26 млрд. из этой суммы поступят из федерального бюджета к 2015 г. Остальные деньги будут получены из промышленных фондов (Росатом). Частные инвестиции при этом вовлекаться не будут. Министерство финансов поддержало программу увеличения ядерной доли от 15,6% до 18,6% от всей энергии к 2015 г., что должно повысить энергетическую безопасность страны, а также способствовать экспорту ядерно-энергетических технологий. После 2015 г. все финансирование будет осуществляться из прибыли Росатома.

В апреле 2007 г. правительство России одобрило программу построения электростанций до 2020 г. Теперь предусматривается пуск одного блока в год, начиная с 2009 г., двух блоков, начиная с 2012 г., трех — с 2015 г. и четырех — с 2016 г. С учетом уже заявленных и строящихся блоков ориентировочный график ввода в строй российских АЭС приведен в таблице 5.

Предполагается также, что строительство быстрого реактора БН-800 в качестве 4-го блока Белоярской АЭС может стать совместным международным проектом (стоимостью в \$ 1,22 млрд.) с участием Японии и Китая. Строительство задержалось из-за недостатка средств. На 2008 требуется \$280 млн., а на 2009 и 2010 гг. — по \$500 млн. Все строительство до 2012 г. обойдется в \$ 2,12 млрд.

Таблица 5

Ориентировочный график ввода в строй российских АЭС

АЭС	Тип реактора	Дата пуска	АЭС	Тип реактора	Дата пуска
Волгодонск-2	В-320	2009	Курская-II-1		2015
Курская-5	РБМК-100	2010	Волгодонск-3		2015
Калининская-4	В-320	2011	Северск		2015
Белоярская-4	БН-800	2012	Дальний Восток		2016
Ленинградская-II-1		2012	Приморск		2016
Нововоронежская-6		2012	Южноуральская-1		2016
Ленинградская-II-2		2013			2016
Кольская		2013	Волгодонск-4		2017
Балаковская-5		2014	Южноуральская-2		2017

Долгосрочная до 2050 г. стратегия Росатома предполагает переход к принципиально безопасным атомным станциям на базе быстрых реакторов с замкнутым циклом и с использованием МОХ топлива. Станции на ископаемых видах топлива, как средства производства электроэнергии, будут в основном выводиться из эксплуатации. Планируется, что, начиная с 2020-2025 гг., все возрастающую роль в России будут играть реакторы на быстрых нейтронах, причем по оптимистическому сценарию мощности, связанные с атомной энергией возрастут к 2050 г. до 90 ГВт(эл.).

Росатом также планирует построить (в добавление к одной уже строящейся) еще семь плавучих атомных электростанций, каждая с двумя ядерными реакторами типа КЛТ-40С мощностью 35 МВт(эл.). Пять из них будут использоваться Газпромом для прибрежной добычи нефти и газа и для работ на полуостровах Кольском и Ямал. Одна АЭС планируется для размещения в Певеке на Чукотском полуострове, а вторая — в Камчатском регионе, обе — на Дальнем Востоке страны. Якутия и Таймыр рассматриваются как следующие районы-кандидаты. Ожидается, что стоимость электричества при этом будет значительно ниже, чем из других альтернативных источников.

С 2001 г. Россия является ведущей страной в проекте МАГАТЭ INPRO (Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles) по разработке новых ядерных реакторов и топливных циклов. В 2006 г. Россия присоединилась к Международному форуму "Поколение 4" (Generation-IV International Forum), цель которого предложить концепции атомных реакторов и установок для развертывания в середине 21 века. Россия является также членом Многонациональной программы оценки проектов (Multinational Design Evaluation Program), ведущейся под эгидой Агентства по ядерной энергии (NEA — Nuclear Energy Agency), которая приобретает дополнительное значение в наши дни в связи с рационализацией критериев конструирования атомных реакторов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Даже пережив самую страшную в истории человечества техногенную катастрофу, Украина не может отказать от развития ядерной энергетики: слишком много она значит для экономики страны. Генерируя сегодня около половины суммарного годового производства электроэнергии, украинские АЭС, согласно Энергетической стратегии Украины [3], должны поддерживать этот уровень на протяжении 2006-2030 гг. Стратегия преду-

смаатривает четкий приоритет и динамичное развитие украинского ядерно-промышленного комплекса, в частности увеличение производства ядерной электроэнергии с 89 млрд. кВт в 2005 г. до 219 млрд. кВт в 2030 г.

2. Как этого добиться, учитывая то, что ядерные блоки отработали в среднем около половины проектного срока? Во-первых, существует потенциальная возможность продления на 15 лет эксплуатации большинства из ныне действующих блоков. Огромным резервом является также увеличение коэффициента использования установленной мощности (КИУМ). Для этого необходимо повысить эффективность использования ядерного топлива, сократить продолжительность планово-предупредительных ремонтов. Важно также реализовать ряд мероприятий по модернизации и реконструкции основного оборудования и систем на атомных станциях. Если увеличить КИУМ с текущих 79% до 90% (в США средний по атомной отрасли КИУМ в 2000-2004 гг. равен 92%), это равносильно строительству двух новых блоков с ВВЭР-1000 и ВВЭР-440.

3. Кроме этого Украине предстоит ввод в строй новых мощностей. Согласно Энергетической стратегии всего до 2030 года необходимо ввести в действие около 20,5 ГВт замещающих и дополнительных мощностей на АЭС. Это означает строительство до 20-ти новых энергоблоков. Планируя их строительство, в ближайшее время Украине предстоит сделать выбор реактора нового поколения. Энергетическая стратегия, исходя из принципа однотипности, считает более целесообразным продолжать строить в Украине легководные реакторы под давлением и делать каждые 5 лет обоснование выбора конкретного типа реакторной установки. Опыт мировой ядерной энергетики и эксплуатации реакторных установок водо-водяного типа также отдаёт предпочтение блокам с реакторными установками с водой под давлением, т.е. ВВЭР (западный аналог — PWR), причем речь идет о блоках 3-го и 3+ поколений с элементами пассивной безопасности. Кроме того, устанавливаемое оборудование должно быть менее материалоемким и капиталоемким, с длительным сроком эксплуатации и более мощное. Мощность каждого из новых энергоблоков АЭС должна быть от 1000 до 1500 МВт.

4. Ясно, что за право поставлять свои реакторы в Украину будут соревноваться основные производители реакторных установок [27]. Прежде всего, это три компании — американская Westinghouse, французская Areva NP¹ и русская "Росэнергоатом", хотя не исключен вариант кооперации этих и других ведущих производителей. Реакторы этих компаний, которые в настоящее время могли бы участвовать в таком конкурсе, приведены в таблице 6.

Таблица 6

Сравнительные характеристики блоков 3-го поколения основных мировых производителей

Реактор	AP-1000[12]	EPR[28]	ВВЭР-1200[29]
Производитель	Westinghouse	Areva NP	Росэнергоатом
Поколение	3+	3+	3 ?
Наличие конфинмента	Есть	есть	?
Тепловая мощность реактора МВт(тепл.)	3400	4270	3200
Электрическая мощность реактора МВт(эл.)	1117	1580	1160
КПД, %	30,4 (нетто)	37	36
Срок службы незаменимого оборудования, лет		60	60
Максимальная глубина выгорания, МВт×сут/кг		>60	до 70
Межперегрузочный период, мес			до 12. (с увеличением до 24)
КИУМ, усреднённый за весь срок службы АЭС			90%
Годовой коэффициент технического использования, усреднённый за весь срок службы			92%
Сейсмичность, g		0,25	
Давление в первичном/вторичном контуре, бар	–	155/78	162/70
Число первичных контуров	2	4	4
Температура теплоносителя на входе/выходе, °С	?/321	?/328	298,6/329,7
Расход теплоносителя через реактор, м ³ /час	68100	28000	85600
Линейная нагрузка на ТВЭЛ, Вт/см	187	–	420 (максимальная)
Количество СУЗ	69	89	121
Число сборок и размеры	157 (17"×17" – квадрат)	241 (17"×17" – квадрат)	(шаг – 241 мм; шестигранник)

¹ Сименс владеет 34% акций Areva NP.

Примечания к таблице 6:

1. В марте 2007 г. Westinghouse парафировал контракт с Китаем на строительство 4-х блоков AP-1000 для АЭС в Sanmen и Haiyang. Строительство начнется в 2009 г., а пуск первой АЭС намечен на 2013 г. В мае 2007 г. Европейская организация, устанавливающая требования для производителей сооружений общественного пользования (EUR – European Utility Requirements), удостоверяла, что реактор AP-1000 может сооружаться в Европе.
2. Строительство первого блока EPR начато Areva NP в 2004 г. в Олкилуото в Финляндии. Планируется завершить его в 2009 г., но некоторая задержка возникла из-за того, что Финляндия потребовала, чтобы контеймент блока мог выдержать прямое падение на него такого пассажирского самолета, как аэробус А-300.
3. Форсированные планы разработки ВВЭР-1200 возникли осенью 2006 г.

5. Для поддержания уровня и квалифицированного участия в решении задач модернизации ядерной отрасли Украине необходимо:

- на надлежащем уровне готовить кадры для ядерной энергетики, причем не только эксплуатационников, но и разработчиков новой техники;
- активно, а не формально, участвовать в двухсторонних и многосторонних международных программах, таких как GIF и INPRO.

Примером в этом отношении может служить Испания и, особенно, Республика Южная Корея, которые, начав с нуля, создали свою национальную ядерную промышленность. Южная Корея создает сейчас уже свои реакторы (KSNP — Korean Standard Nuclear Plant и APR-1400). В Украине есть, унаследованная от СССР, своя научно-техническая база, о развитии которой надо заботиться.

6. Кроме чисто технических и политических аспектов развития ядерно-энергетического комплекса Украины экономические аспекты уже сейчас могут превалять над всеми другими. Поиск инвестиций будет связан с акционированием и разгосударствлением (дерегуляризация) ядерно-энергетической отрасли [30,31]. Причем речь должна идти также о дерегуляризации рынка продаваемой электроэнергии. Аналогичные процессы в странах с развитой экономикой привели в 90 гг. 20-го столетия к существенным экономическим выигрешам. Так, в США производство электроэнергии на АЭС выросло с 577 млрд. кВтч в 1990 г. до 780 в 2002 г., что равносильно вводу в строй 26 новых блоков, причем за эти годы были выведено из эксплуатации 9 блоков и построен только один; их общее число равнялось 104 в 2003 г. [32,33].

7. Мы совершенно не касались в этом обзоре проблем, внутренне присущих ядерной энергетике и нерешенных по сей день. Это — проблема захоронения или переработки ядерных отходов и проблема нераспространения. Эти вопросы остаются актуальными для Украины, как и для любой страны, имеющей АЭС. В их решении надо принимать участие совместно с международным сообществом и на достойном нашей страны уровне.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Підсумки роботи ДП НАЕК «Енергоатом» за 2006. <http://www.atom.gov.ua/ru/financial/current.html>.
2. Енергетична стратегія України на період до 2030 року та дальшу перспективу. Проект. Міністерство палива та енергетики України. Національна академія наук України. 2004. http://esco-ecosys.narod.ru/2005_11/art06.htm.
3. Енергетична стратегія України. IV. Стратегія розвитку ядерної енергетики. http://www.atom.gov.ua/ua/about_nngc/esu2030/chapter4. 2006.
4. Marcus G.H. and Levin A.E. New Designs for the Nuclear Renaissance // Physics Today. –April 2002. –P.54.
5. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems. USDOE. GIF-002-00. Dec. 2002.
6. Nuclear Power Reactors. UIC Nuclear Issues Briefing Paper #64. May 2007. <http://www.uic.com.au/nip64.htm>.
7. Wilson P.D. The Nuclear Fuel Cycle. OUP. –1996.
8. Nuclear Power Reactors in the World (at 31/12/03). IAEA. –April 2004.
9. Преобразование энергии на АЭС (начальные сведения о реакторной установке РБМК-1000). (сост. Петухов В.Н.). http://www.reactors.ru/rbmk/01_energ.htm. 2007.
10. Кузнецов В.М., Поляков В.Ф. Настоящее и будущее быстрых реакторов. Некоторые вопросы экономики БН-800. <http://www.atomsafe.ru/books/Kuznecov/Doclad2.htm>.
11. Advanced Nuclear Power Reactors. Nuclear Issues Briefing Paper #16. –May 2007. <http://www.uic.com.au/nip16.htm>.
12. Cummins W.E., Corletti M.M., Schulz T. Westinghouse AP1000 Advanced Passive Plant. Proceedings of ICAPP '03. Paper No. 3235, Córdoba, Spain, May 4-7, 2003.
13. Love J.W., Hau K.F. and Mahendralingam T. Design Characteristics of ACR-700. Twenty Third Annual Conference of the Canadian Nuclear Society. Toronto, Ontario, Canada. June 2-5, 2002.
14. Report of the AECL Research & Development Advisory Panel for 2000. AECL. –2000.
15. Реактор на быстрых нейтронах БН-800 (IV блок Белоярской АЭС). <http://www.okbm.nnov.ru/index.php>. 2005.

16. Реакторная установка БРЕСТ естественной безопасности и высокой экономичности электрической мощностью 300 и 1200 МВт. БРЕСТ - НИКИЭТ. <http://www.niket.ru/rus/structure/mr-innovative/brest.html>. 2005
17. Adamov E.O. et al. Nuclear power development based on new concepts of nuclear reactors and associated fuel cycle. President Putin's Initiative (Proc. 11th Int. Conf. on Nucl.Engng, ICONE-11, 2003), JSME/ASME, Shinjuku, Tokyo, Japan (2003) (CD-ROM file ICONE11-36412).
18. Исаев А.Н. Перспективы развития ядерной энергетики — реакторы средней и малой мощности // Атомная техника за рубежом. —2007. —№2. —С.3-9.
19. Small Nuclear Power Reactors. UIC Nuclear Issues Briefing Paper #60 December 2006. <http://www.uic.com.au/nip60.htm>.
20. Самойлов О.Б. АЭС с реакторной установкой ВВЭР-300 на основе технологий судовых блочных реакторов - ОКБМ. <http://www.okbm.nnov.ru/index.php>. —2005.
21. Chaney R.E. et al. Galena Electric Power – a Situational Analysis, Draft Final Report. Prepared for the U.S. Department of Energy by National Energy Technology Laboratory, Contract DE-AM26-99FT40575, Dec. 15, 2004.
22. Nuclear Power in Russia. UIC Nuclear Issues Briefing Paper #62. May 2007. Technology improvements. <http://www.uic.com.au/nip62.htm>.
23. Перспективные проекты ФГУП ОКБ "Гидропресс". <http://www.grpress.podolsk.ru/Designs.html>. 2007.
24. Реакторная установка с ВВЭР-1500 (В-448) для энергоблоков АЭС нового поколения. <http://www.grpress.podolsk.ru/Images/V448.html>. 2005.
25. Петров А.А., Гроздов И.И., Финякин А.Ф., Гмырко В.Е., Рождественский М.И. Реакторная установка МКЭР -1500 (НИКИЭТ). <http://www.reactors.ru/mker/mker.html>.
26. Панов Ю.К. Атомная теплоэлектростанция малой мощности на базе плавучего энергетического блока (КЛТ-40С). <http://www.okbm.nnov.ru/> —2005.
27. Ядерная энергетика Украины – затишье или развитие? "Insight" // Журнал Международного Чернобыльского центра. – 2006. –В.3(17). –С.3.
28. Czech J., Bouteille F., Pouget-Abadie X., Kremayr A. The EPR – A Safe and Competitive Solution for Future Energy Needs. Proceedings of ICAPP '03. Paper No. 3028, Córdoba, Spain, May 4-7, 2003.
29. Драгунов Ю. Актуальные проекты ОКБ «Гидропресс» // «Атом-Пресса». –Февраль 2007. –Вып. 5 (740). –С.5.
30. Grimston M. Fitting the bill (сокр. перевод см. Проблемы либерализации рынков электроэнергии // Атомная техника за рубежом. —2007. —№2. —С.26-31).
31. Деркач А. "Энергоатомное" развитие // Вестник Украинского ядерного общества. —2006. —№3-4. —С.1-3.
32. Bell R. Managing the present to secure the future. Proceedings ICAPP 2004, Pittsburgh, PA, June 14, 2004.
33. Nuclear reactors built, being built, or planned in the United States: 2003. U.S. Department of Energy. DOE/NE-0118. December 2003.

CURRENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER: III AND III+ GENERATIONS ADVANCED REACTORS

D.P. Belozorov and L.N. Davydov

*Akhiezer Institute for Theoretical Physics, National Science Center KIPT,
1, Akademicheskaya Str., Kharkov, 61108 Ukraine
E-mail: Ldavydov@kipt.kharkov.ua*

Basic tendencies in development of nuclear power industry at the beginning of 21 century are demonstrated with advanced nuclear reactors of the third-generation. After definition of generations of industrial nuclear reactors the principal designs of the second-generation reactors now in operation are briefly considered. The present concepts and designs of the third-generation reactors are considered in details – both of high (above 300MWte) and of low powers. These reactors being an evolutionary development of the proceeding generation satisfy a number of severe requirements and are much more cost-effective. Their most significant distinction from the second-generation reactors is in elements of passive or inherent safety. In the case of plant failure to prevent an accident these mechanisms do not require active intervention of in-plant personnel but rely on physical principles of gravity, natural convection and sufficient heat-resistance of construction elements. Various types of the third-generation reactors are mentioned in the review – they are water-cooled, gas-cooled, liquid metal-cooled and molten salt reactors with water and graphite moderators and different fuel elements: rod-like, spherical and prismatic. The reactor core can be of modular, integral, vessel- or pool-type designs etc. Russia is one of the countries leading in nuclear reactor industry. Nuclear power plants of Russian designs operate on the territory of Ukraine. That is why the third-generation reactors developed and designed in this country are considered in more detail. One of the purposes of the review lies in the attempt to estimate what advances in nuclear reactor industry can be essential in our country and what are the goals of Ukraine in its future nuclear-power program. The review connects short analysis of the current state of Ukrainian nuclear power industry and the objectives of its development in the 21st century taking into consideration “The Power Strategy of Ukraine” and the corresponding scenarios of the development of its nuclear power industry up to 2030.

KEY WORDS: nuclear reactor, nuclear energy, PWR, fast reactor, gas reactor, coolant, reactor capacity, burn-out.