

М.И. Баранов

АНТОЛОГИЯ ВЫДАЮЩИХСЯ ДОСТИЖЕНИЙ В НАУКЕ И ТЕХНИКЕ. ЧАСТЬ 44: ТРАДИЦИОННАЯ ЭНЕРГЕТИКА. АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРИЧЕСКИЕ СТАНЦИИ: РЕТРОСПЕКТИВА, СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ ИХ РАЗВИТИЯ

Наведено короткий науково-технічний огляд про ретроспективу, сучасний стан і тенденціях у розвитку світової ядерної енергетики. Приведені ядерно-фізичні основи функціонування і описані основні пристрої ядерного реактора на урані та теплових нейтронах, що широко використовується на атомних електричних станціях (АЕС). Представлена класифікація ядерних реакторів. Надані дані про ядерне паливо, що вживається на АЕС, і радіоактивних відходах ядерних реакторів АЕС. Вказані заходи для підвищення безпеки ядерних реакторів і АЕС. Відмічена важлива роль АЕС у річному обсязі вироблення електроенергії в світі і низці країн. Вказані переваги і недоліки АЕС. Розглянута ядерна енергетика України. Позначені основні проблеми і перспективи розвитку в світі і Україні ядерної енергетики. Бібл. 20, табл. 1, рис. 13.

Ключові слова: ядерна фізика і енергетика, ядерний реактор, атомна електрична станція, безпека ядерного реактора і атомної електричної станції, проблеми і перспективи розвитку ядерної енергетики.

Приведен краткий научно-технический обзор о ретроспективе, современном состоянии и тенденциях в развитии мировой ядерной энергетики. Приведены ядерно-физические основы функционирования и описаны основные устройства ядерного реактора на уране и тепловых нейтронах, широко используемого на атомных электрических станциях (АЭС). Представлена классификация ядерных реакторов. Приведены данные о применяемом на АЭС ядерном топливе и радиоактивных отходах ядерных реакторов АЭС. Указаны меры для повышения безопасности ядерных реакторов и АЭС. Отмечена важная роль АЭС в годовом объеме выработки электроэнергии в мире и ряде стран. Указаны преимущества и недостатки АЭС. Рассмотрена ядерная энергетика Украины. Обозначены основные проблемы и перспективы развития в мире и Украине ядерной энергетики. Библ. 20, табл. 1, рис. 13.

Ключевые слова: ядерная физика и энергетика, ядерный реактор, атомная электрическая станция, безопасность ядерного реактора и атомной электрической станции, проблемы и перспективы развития ядерной энергетики.

Введение. Как известно, впервые в мире управляемая цепная ядерная реакция в природном уране ${}_{92}^{238}\text{U}$, содержащем не более 0,71 % на единицу веса редкий делящийся медленными (тепловыми) нейтронами изотоп урана ${}_{92}^{235}\text{U}$ [1], была осуществлена 2 декабря 1942 г. группой ученых-физиков и инженеров Чикагского университета (США), возглавляемой лауреатом Нобелевской премии по физике за 1938 г., профессором Энрико Ферми [2, 3]. Первый в мире уран-графитовый ядерный реактор в форме эллипсоида вращения (при полярном по вертикали радиусе около 3,09 м и экваториальном радиусе по горизонтали около 3,88 м), получивший название «Chicago Pile-1» или CP-1 («Чикагская поленница») и содержащий по радиусу 57 слоев уран-графитовых блоков (при 46 тоннах природного урана, из которых 6 тонн составлял металлический уран, а 40 тонн – диоксид урана, и 385 тоннах блочного графита особо высокой чистоты [3]), обеспечил получение самоподдерживающейся управляемой (за счет радиально вводимых по пяти трехуровневым горизонтальным каналам в активную зону реактора поглощающих замедленные графитом тепловые нейтроны кадмиевых стержней) цепной ядерной реакции [2]. При минимальных уровнях мощности энерговыделения (около 0,5 Вт) и радиоактивности для персонала в этом неохлаждаемом ядерном реакторе был достигнут коэффициент размножения k_p нейтронов, практически равный единице [3]. Под k_p , определяющим реактивность $\rho_p = (k_p - 1)$ ядерного реактора, понимается отношение числа нейтронов в одном из последующих поколений от деления ядер изотопа урана ${}_{92}^{235}\text{U}$ к их числу в предыдущем поколении от деления указанных ядер [1]. Именно создание уран-графитового ядерного реактора открыло магистральный путь к военному и мирному

использованию внутриядерной энергии ряда радиоактивных химических элементов (например, изотопа урана ${}_{92}^{235}\text{U}$ и изотопа плутония ${}_{94}^{239}\text{Pu}$ [1, 3]). Отметим, что в рамках работ по Урановому проекту нацистской Германии (научный руководитель проекта – лауреат Нобелевской премии по физике за 1932 г., профессор Вернер Гейзенберг) полноценная управляемая цепная ядерная реакция в уране ${}_{92}^{235}\text{U}$ была получена лишь в феврале 1945 г. в эксперименте, проведенном в горной выработке вблизи Хайгерлоха [2]. Спустя практически около двух месяцев ядерная программа Германии из-за поражения последней во Второй мировой войне прекратила свое существование. Укажем и то, что в бывшем СССР первый советский опытный уран-графитовый ядерный реактор, созданный под научным руководством академика АН СССР Игоря Васильевича Курчатова в Лаборатории №2 (ныне РИЦ «Курчатовский институт», Российская Федерация (РФ), г. Москва) и получивший название Ф-1 (на мой взгляд, буква «Ф» в названии реактора происходит от фамилии выдающегося итальянско-американского физика-ядерщика Ферми, первым изобретшим этот тип гетерогенного ядерного реактора – это своеобразная дань уважения советских физиков-ядерщиков этому всемирно известному ученому), 25 декабря 1946 г. был выведен в свое критическое состояние ($k_p \approx 1$) [2]. Реактор Ф-1 имел практически форму шара диаметром до 7,5 м, в центральной части которого диаметром около 6 м по отверстиям в графитовых блоках были размещены рабочие урановые и управляемые кадмиевые стержни. Он не имел системы охлаждения и поэтому работал на минимальных уровнях мощности. На основе опытных данных, полученных на реакторе Ф-1, в июле 1948 г. на Южном

© М.И. Баранов

Урале (г. Озерск) был создан первый советский промышленный уран-графитовый реактор, имевший название А-1 и предназначенный для наработки оружейного плутония ^{239}Pu для первых советских атомных бомб [2, 4]. Важно подчеркнуть, что еще в 1948 г. (до окончания работ по созданию первой советской плутониевой атомной бомбы, успешно взорванной на Южном ядерном полигоне СССР 29 августа 1949 г. [4, 5]) академик АН СССР Курчатов И.В. добился по соответствующему решению Правительства СССР начала проведения опытно-конструкторских работ по практическому мирному применению энергии атома для получения электроэнергии. В мае 1950 г. в г. Обнинске (Калужская обл., РФ), где тогда был расположен один из советских лидеров в области реакторостроения «Физико-энергетический институт» (сейчас это всемирно известный ГНЦ РФ «Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского» [6]), началось строительство Обнинской атомной электрической станции (АЭС) с установленной мощностью 5 МВт [2]. 27 июня 1954 г. Обнинская АЭС (рис. 1) была введена в опытную эксплуатацию. Она оказалась первой в мире АЭС, подключенной к общей электрической сети [2].



Рис. 1. Общий вид главного корпуса первой в мире опытно-промышленной Обнинской АЭС с установленной мощностью 5 МВт (г. Обнинск, Калужская обл., РФ, 1954 г.) [7]

В 1958 г. в бывшем СССР была введена в строй 1-я очередь Сибирской АЭС (г. Томск) с мощностью 100 МВт (вскоре АЭС была доведена до проектной мощности в 600 МВт) [2]. 26 апреля 1964 г. 1-я очередь Белоярской АЭС (Средний Урал, РФ) дала электрический ток своим потребителям. В сентябре 1964 г. был сдан 1-й энергоблок Нововоронежской АЭС с установленной мощностью 210 МВт [2, 7]. 2-й энергоблок этой АЭС с установленной мощностью 365 МВт был запущен в декабре 1969 г. В 1973 г. произошла сдача в эксплуатацию 1-го энергоблока Ленинградской АЭС с установленной мощностью в 1000 МВт.

Укажем, что за пределами бывшего СССР первая АЭС промышленного назначения с установленной мощностью 46 МВт была введена в эксплуатацию в 1956 г. в г. Колдер-Холле (Великобритания) [2]. В 1957 г. США запустили свою первую АЭС в г. Шиппингпорте с установленной мощностью 60 МВт. В 1959 г. свою первую АЭС построила Франция, в 1961 г. – Германия, в 1962 г. – Канада, в 1964 г. – Швеция и в 1966 г. – Япония [2, 7]. В 1976 г. по всему миру были начаты работы по сооружению рекордного ко-

личества АЭС за всю историю мировой ядерной энергетики, насчитывающего 44 новых атомных станций. В 1979 г. в США произошла серьезная авария на АЭС «Три-Майл-Айленд», приведшая к длительному «замораживанию» американской ядерной энергетической программы [2]. Заметим, что в США к идее введения в строй новых мирных ядерных мощностей вернулись только в начале 21-го столетия. Только в течение 1984-1985 гг. в мире было построено 33 новых АЭС [2]. Масштабная катастрофа 26 апреля 1986 г. на Чернобыльской АЭС (взрыв ядерного реактора 4-го энергоблока мощностью 1000 МВт) отрицательным образом отразилась не только на ядерной энергетике бывшего СССР и затем независимой Украины, но и на всей ядерной энергетике промышленно развитых стран мира. Безусловно, что негативное влияние на мировую атомную энергетику оказала и недавняя катастрофа на АЭС «Фукусима-1», произошедшая в марте 2011 г. в Японии из-за сильного землетрясения в близлежащей зоне разлома коры Земли и последовавшими за ним огромными океаническими волнами (цунами) [8]. Несомненный научно-технический и просветительский интерес представляет обзор современного состояния и возможных перспектив развития мировой ядерной энергетики, имеющей для человечества огромное социально-экономическое значение.

Целью статьи является составление на основе опубликованных материалов научно-технического обзора о ретроспективе, современном состоянии, основных достижениях, проблемах и перспективах развития в мире ядерной энергетики с ее мощными АЭС.

1. Общая характеристика АЭС, ее основных схем построения и энергоагрегатов. Как известно, АЭС является важным стратегическим объектом любого государства мира, содержащим ядерную установку с необходимыми техническими сооружениями и технологическими системами, предназначенную для промышленного производства электроэнергии (тепла) [7, 8]. Стоимость сооружения АЭС по современным экспертным оценкам составляет около 2300 \$ USA за 1 кВт электрической мощности указанной ядерной установки, обычно называемой «ядерным реактором» [8]. Исходя из этого, примерная стоимость строительства на АЭС ее одного энергоблока мощностью 1000 МВт будет составлять не менее 2,3 миллиардов \$ USA. Как видим, ядерная энергетика является той отраслью экономики страны, которая требует вложения огромных финансовых инвестиций. На рис. 2 и 3 в укрупненном виде приведены схемы построения современных АЭС с мощными ядерными реакторами и энергоблоками повышенной безопасности [2, 7, 8].

Согласно данным рис. 2 и 3 «сердцем» АЭС и ее каждого энергоблока является ядерный реактор (принятая нами аббревиатура ВВЭР-1000 означает «водяной энергетический реактор мощностью 1000 МВт»), превращающий в активной зоне с урановыми сборками тепловыделяющих систем (ТВС) подаваемую в него очищенную воду с добавлением раствора борной кислоты в некипящую бороводную смесь с температурой до 320 °С, направляемую главным циркуляционным насосом по первому радиоактивному контуру в парогенератор.

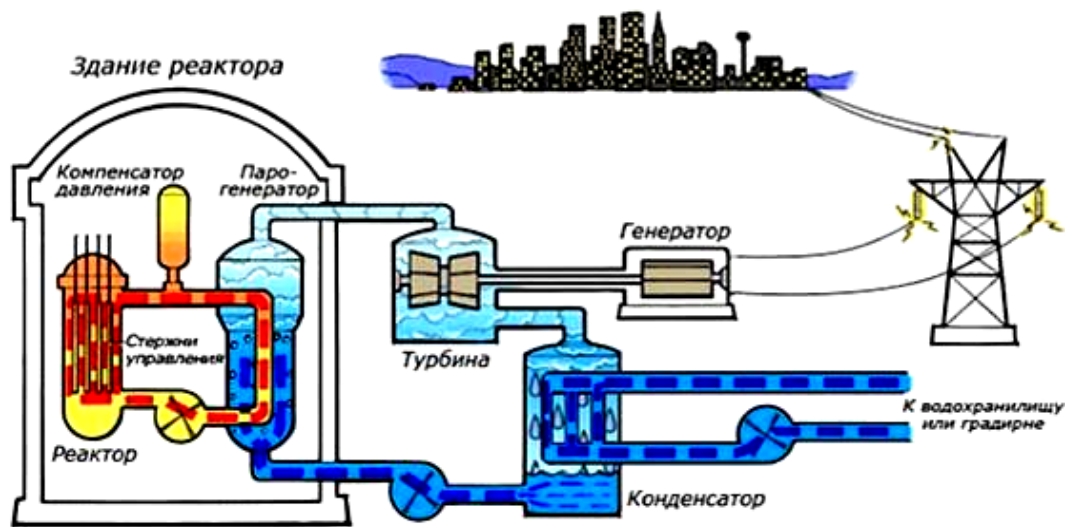


Рис. 2. Схема современной АЭС на двухконтурном водо-водяном энергетическом ядерном реакторе типа ВВЭР-1000 [8]

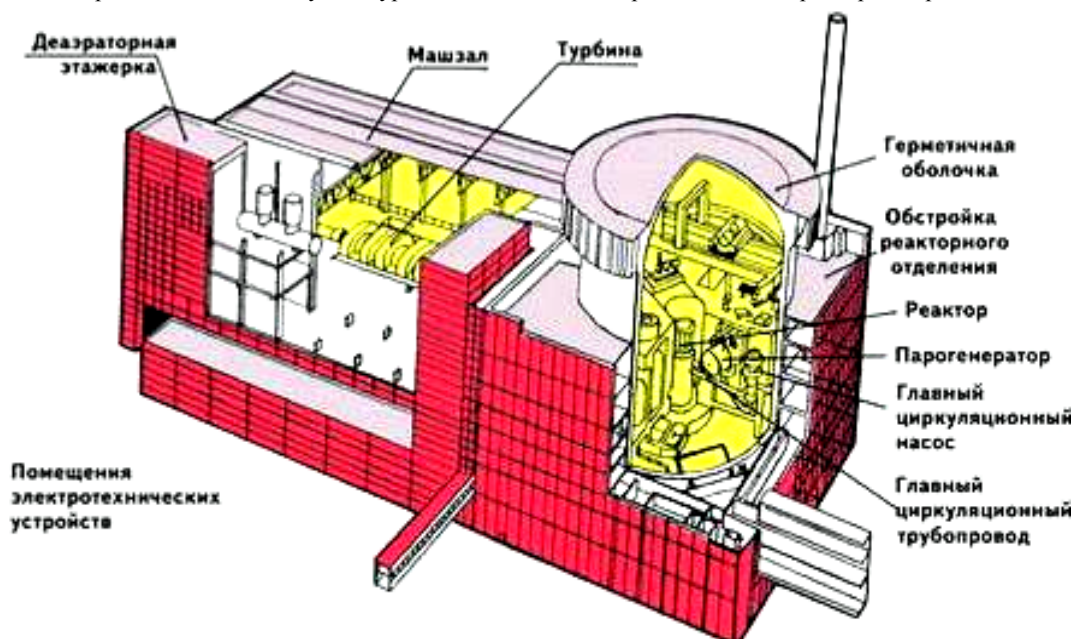


Рис. 3. Схема устройства мощного энергоблока современной АЭС с ядерным реактором типа ВВЭР-1000 [8]

Рабочее давление бортовой смеси в первом контуре ядерного реактора типа ВВЭР-1000 составляет до 160 атм (16,2 МПа) [8]. Компенсатор давления в данном контуре служит для выравнивания колебаний давления, обусловленных тепловым расширением его теплоносителя. В теплообменнике парогенератора эта смесь нагревает до кипения воду второго нерадиоактивного замкнутого контура, перегретый пар которого под давлением около 63 атм (6,4 МПа) направляется на паровую турбину (см. рис. 2 и 4), вращающую ротор синхронного генератора, вырабатывающего электричество. С выходного патрубка паровой турбины отработанный пар направляется в конденсатор, где охлаждается потоками воды с пруда-охладителя (градирни) и с помощью циркуляционного насоса этого замкнутого контура подается снова в теплообменник парогенератора. Отметим, что применение в первом контуре ядерного реактора вместо воды жидкометаллического теплоносителя (например, натрия) позволяет существенно упростить конструкцию его металлического корпуса в активной зоне (давление его жидкометаллического теплоносителя не превышает атмосферное) и избавиться в нем от компенсатора дав-

ления [7, 8]. Остановимся далее на ядерно-физических особенностях функционирования мощных ядерных реакторов АЭС.



Рис. 4. Монтаж в машинном зале АЭС мощной отечественной паровой турбины ПТ-1000 (справа по оси турбины виден корпус соответствующего турбогенератора) [9]

1.1. Ядерная физика и ядерный реактор. Из атомной физики известно, что самопроизвольному переходу микрочастицы вещества в иное состояние препят-

ствуется энергетический барьер. Преодолеть этот барьер она может лишь двумя путями [1]: либо за счет кинетической энергии сталкивающихся частиц, либо за счет энергии связи присоединяющейся частицы. Возбуждение вещества присоединяющимися частицами не требует больших значений их кинетической энергии. Главное тут иметь эти частицы, приводящие к протеканию в возбуждаемом веществе «экзоэнергетических реакций», при которых в следующем за возбуждением превращении вещества выделяется энергии больше, чем требуется для его самого возбуждения. При получении таким путем энергии в макроскопических масштабах такие реакции в веществе должны быть цепными – следующими одна за другой. *Цепные реакции* в веществе могут возникать только тогда, когда возбуждающие в нем экзоэнергетическую реакцию частицы появляются снова как продукт протекания этих экзоэнергетических реакций. Физики-ядерщики долго искали подобное вещество (химический элемент) и подобные микрочастицы, приводящие к возникновению в нем «цепных ядерных реакций» и соответственно к выделению больших значений внутриядерной энергии. В январе 1939 г. австрийско-немецкий «танDEM» физиков Отто Фриш и Лиза Мейтнер, интерпретируя результаты проведенного накануне в декабре 1938 г. ядерного эксперимента немецкими учеными Отто Ханом и Фрицем Штрассманом, пришли к выводу о протекании в облученном потоком нейтронов природном уране ${}_{92}^{238}\text{U}$ ядерной реакции деления «материнских» ядер его изотопа ${}_{92}^{235}\text{U}$ на два осколка с их «дочерними» ядрами и испусканием нескольких быстрых нейтронов [3, 10]. Научное открытие цепной ядерной реакции деления в изотопе урана ${}_{92}^{235}\text{U}$ указывало на практическую реальность освоения ядерной энергией как для военных, так и мирных целей. Теперь мы знаем, что при каждом акте деления одного ядра изотопа урана ${}_{92}^{235}\text{U}$ высвобождается энергия примерно в 197 МэВ ($3,15 \cdot 10^{-11}$ Дж) и «рождается» в среднем 2,47 быстрых нейтронов [1, 3]. Большая часть быстрых нейтронов (с энергией до 0,7 МэВ [1]) при этой ядерной реакции деления испускается практически мгновенно (за время порядка времени релаксации свободных электронов в медном проводнике – 10^{-14} с [1]), а примерно 0,75 % от всех вторичных нейтронов испускается осколками ядерного деления с запаздыванием во времени, равным (0,05 – 60) с [1, 3]. Такие нейтроны в ядерной физике получили название «запаздывающих», играющих важную роль в управлении цепными ядерными реакциями в реакторах АЭС, работающих на тепловых нейтронах. Для устойчивого протекания цепной ядерной реакции в изотопе урана ${}_{92}^{235}\text{U}$ в нем должны отсутствовать примеси, поглощающие нейтроны, а также необходимо наличие минимального количества ядерного вещества, называемого *критической массой* [1, 3]. Кроме того, энергия нейтронов в активной зоне с ядерным топливом должна быть достаточной для того, чтобы вызвать деление ядер изотопа урана ${}_{92}^{235}\text{U}$. При использовании в реакторе для этих целей медленных нейтронов их энергия составляет ~0,025 эВ [1, 3]. Управляемая цепная ядерная реакция в изотопе урана ${}_{92}^{235}\text{U}$ лежит в основе построения ядерных реакторов, работающих на медленных нейтронах и используемых на АЭС. На рис. 5 приведено уникальное фотоизображение активной зоны работающего водо-водяного ядерного реактора [2].

Ядерный реактор (рис. 6) состоит из следующих основных частей [2]: активной зоны с ядерным топли-

вом и замедлителем нейтронов; отражателя нейтронов, окружающего активную зону реактора; жидкого (обычно очищенной воды) теплоносителя, отбирающего тепло у ядерных сборок ТВС и передающего его в парогенератор энергоблока АЭС; системы управления цепной ядерной реакцией в активной зоне реактора; аварийной защиты реактора; радиационной защиты реактора; системы дистанционного управления работой реактора.



Рис. 5. Редчайший вид активной зоны действующего исследовательского водо-водяного ядерного реактора (в активной зоне этого типа реактора отчетливо наблюдается голубое свечение, вызванное излучением Вавилова-Черенкова) [2]

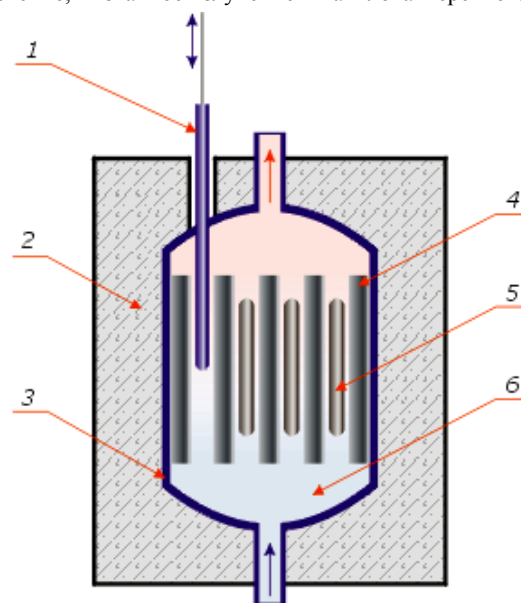


Рис. 6. Упрощенная схема устройства гетерогенного ядерного реактора на тепловых нейтронах (1 – управляющий стержень; 2 – массивная радиационная защита; 3 – теплоизолирующий корпус; 4 – замедлитель нейтронов; 5 – ядерное топливо; 6 – жидкий теплоноситель) [2]

Данные рис. 5 наглядно демонстрируют для читателя сложные ядерно-физические процессы, проте-

кающие в активной зоне водо-водяного ядерного реактора, работающего на тепловых нейтронах. При этих процессах в активной зоне реактора идет образование мощных нейтронных потоков и быстрых заряженных микрочастиц, вызывающих интенсивное излучение Вавилова-Черенкова в водяном теплоносителе реактора. Напомним, что эффект Вавилова-Черенкова обусловлен излучением электромагнитной энергии (света) быстро движущейся со скоростью v_e заряженной микрочастицей в оптически прозрачной среде, когда $v_e > c/n$ [1, 3], где $c = 3 \cdot 10^8$ м/с – скорость света в вакууме; n – показатель преломления теплоносителя (для воды $n \approx 1,33$ [1]).

Текущее состояние любого ядерного реактора характеризуется двумя показателями [2]: коэффициентом размножения k_p нейтронов в его активной зоне и реактивностью ρ_p . При $k_p \approx 1$ и $\rho_p \approx 0$ число делений ядер изотопа урана ${}^{235}\text{U}$ в активной зоне реактора постоянно и ядерный реактор находится в *стабильном критическом состоянии*. Обращение коэффициентом размножения k_p нейтронов в единицу достигается сбалансированием процесса размножения нейтронов в активной зоне реактора и их потерями. В ядерном реакторе существуют две основные причины потерь нейтронов [2, 8]: первая – захват нейтронов ядрами урана без их деления; вторая – уход нейтронов за пределы зоны размножения. Управление цепной ядерной реакцией деления ядер изотопа урана ${}^{235}\text{U}$ в сборках ТВС обеспечивается «запаздывающими» нейтронами. Именно за счет значительного времени «жизни» в активной зоне реактора «запаздывающих» нейтронов его система управления успевает переместить управляющие стрежни-поглотители (изготавливаются обычно из бора или кадмия) и тем самым выбрать для ядерного реактора необходимый коэффициент размножения k_p нейтронов и соответственно его реактивность ρ_p . Отметим то одно важное обстоятельство, что в описываемом ядерном реакторе на тепловых нейтронах ядра природного урана ${}^{238}\text{U}$, захватив быстрые нейтроны от деления ядер изотопа урана ${}^{235}\text{U}$ или нейтроны в процессе их замедления, не испытывают своего деления. Такие возбужденные ядра урана ${}^{238}\text{U}$ в процессе длинной цепочки ядерных превращений (в течение времени, равного до 2,3 суток) переходят в стабильные ядра оружейного изотопа плутония ${}^{239}\text{Pu}$, которые, как и ядра изотопа урана ${}^{235}\text{U}$, могут делиться в урановых сборках ТВС реактора под действием тепловых нейтронов [1, 3].

1.1.1. Классификация ядерных реакторов. По конструкции современные ядерные реакторы АЭС подразделяются на две большие группы [11]:

- каналные реакторы (ядерные сборки ТВС в них размещаются в отдельных каналах, пронизывающих его активную зону и выполненных в графитовых блоках замедлителей нейтронов; сборки друг с другом персоналом могут меняться местами и обтекаются потоком жидкого теплоносителя);
- корпусные реакторы (ядерные сборки ТВС в них стационарно размещаются внутри массивного металлического корпуса, а активная зона омывается интенсивным потоком жидкого теплоносителя).

На рис. 7 и 8 приведены общие виды соответственно каналного и корпусного типов ядерных реакторов, применяемых на АЭС Украины [2, 9, 12].



Рис. 7. Общий вид мощного ядерного реактора типа РБМК-1000, установленного в реакторном цеху одного из 4-х эксплуатировавшихся энергоблоков Чернобыльской АЭС (до катастрофы в 1986 г.), со стороны его сборной из отдельных свинцовых блоков верхней защитной крышки [2, 9]

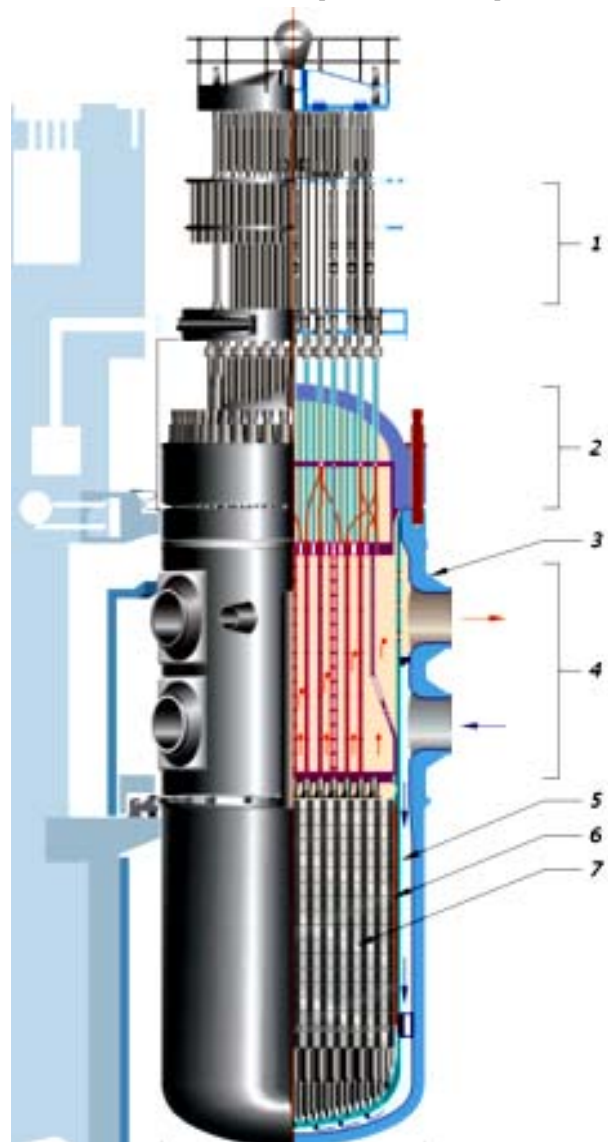


Рис. 8. Схема устройства мощного ядерного реактора типа ВВЭР-1000 (1 – привод СУЗ; 2 – защитная крышка реактора; 3 – корпус реактора; 4 – блок БЗТ; 5 – водная шахта; 6 – выгородка активной зоны; 7 – сборки ТВС) [9]

Как известно, в апреле 1986 г. на 4-ом энергоблоке ЧАЭС именно на ядерном реакторе РБМК-1000

большой мощности канального типа с тепловой мощностью 1000 МВт произошла самая тяжелая в мировой истории атомной энергетики авария, подорвавшая веру людей в безопасность ядерных реакторов. Некоторые страны (например, Италия) после катастрофы на Чернобыльской АЭС приняли законы, запрещающие размещение АЭС на ее территории (уже действовавшие атомные станции были остановлены, а их ядерные реакторы законсервированы) [8]. В Германии приняты правительственные решения по сокращению количества работающих на ее территории АЭС [2, 8].

В настоящее время наиболее безопасной конструкцией мощного ядерного реактора на тепловых нейтронах, используемого на современных АЭС, является приведенная на рис. 8 конструкция реактора типа ВВЭР-1000 [9, 12]. Габаритные размеры такого ядерного реактора составляют [9]: высота – до 20 м, а диаметр корпуса – до 4,5 м. Управление и регулирование процесса протекания цепных ядерных реакций в сборках ТВС, заполненных урановыми теплоделяющими элементами (ТВЭЛ) пластинчатой или цилиндрической формы, и процесса нагрева водного теплоносителя ядерного реактора типа ВВЭР-1000 выполняется с помощью стержней системы управления и защиты (СУЗ) и блока защитных труб (БЗТ). Корпус такого реактора рассчитывается на максимальное давление перегретой смеси его водного теплоносителя, составляющее около 160 атм [8].

Интересно, что геометрическая форма ядерного реактора выбирается из условия минимума отношения площади его массивного радиационно-стойкого корпуса к занимаемому им объему. Этому условию соответствуют формы сферы, короткого цилиндра и куба [1]. Делается это для минимизации утечки нейтронов из активной зоны ядерного реактора, имеющей в критическом состоянии реактора ($k_p \approx 1$; $\rho_p \approx 0$) критический объем (для современных ядерных реакторов этот объем может составлять сотни м³ [2]). Критическому объему реактора соответствует критическая масса делящегося в нем ядерного топлива. Заметим, что наименьшей критической массой обладают ядерные реакторы, в которых топливом служат водные растворы солей чистых делящихся радиоактивных изотопов с водяным отражателем нейтронов. Например, для изотопа урана ${}_{92}^{235}\text{U}$ наименьшая критическая масса составляет 0,8 кг, а для изотопа плутония ${}_{94}^{239}\text{Pu}$ – 0,5 кг [2]. По мере «выгорания» ядерного топлива реактивность ρ_p рассматриваемого реактора уменьшается. В этой связи его сборки ТВС с ТВЭЛ требуются менять. В реакторах типа ВВЭР-1000 замена «выгоревшего» ядерного топлива производится сразу из всей их активной зоны, а в реакторах типа РБМК-1000 такая замена осуществляется постепенно с оставлением в работе ТВЭЛ разных «возрастов». Напомним, что под активной зоной реактора понимается зона, где находится ядерное топливо, протекает управляемая цепная ядерная реакция деления его ядер и где выделяется внутриядерная энергия. На рис. 9 показан момент замены ядерного топлива в реакторе типа ВВЭР-1000.

Ядерные реакторы по виду используемого в их активной зоне ядерного топлива делятся на [2, 11]:

- реакторы со сборками ТВС и ТВЭЛ на основе таких изотопов урана как ${}_{92}^{238}\text{U}$, ${}_{92}^{235}\text{U}$ и ${}_{92}^{233}\text{U}$;
- реакторы с ТВС и ТВЭЛ на основе изотопа плу-

тония ${}_{94}^{239}\text{Pu}$, целого семейства изотопов плутония ${}_{94}^{239-242}\text{Pu}$ в смеси с природным ураном ${}_{92}^{238}\text{U}$;

- реакторы с ТВС и ТВЭЛ на основе изотопа тория ${}_{90}^{232}\text{Th}$ (с дальнейшим превращением его при пребывании в активной зоне в изотоп урана ${}_{92}^{233}\text{U}$).



Рис. 9. Загрузка свежего топлива (сборки ТВС) в мощный водо-водяной ядерный реактор типа ВВЭР-1000 (верхняя герметичная защитная крышка реактора снята) [2, 9]

Ядерные реакторы по характеру размещения топлива в активной зоне классифицируются на [2]:

- гетерогенные реакторы (топливо в их зоне размещается дискретно в виде блоков (сборки ТВС с ТВЭЛ, обтекаемых теплоносителем), между которыми находится замедлитель нейтронов);

- гомогенные реакторы (топливо и замедлитель нейтронов представляют однородную смесь).

Ядерные реакторы по степени обогащения их ядерного топлива в ТВЭЛ различаются на [2, 11]:

- реакторы с ТВЭЛ на основе изотопа необогащенного природного урана ${}_{92}^{238}\text{U}$;
- реакторы с ТВЭЛ на основе изотопа слабо обогащенного природного урана ${}_{92}^{238}\text{U}$;
- реакторы с ТВЭЛ на основе изотопа высоко обогащенного природного урана ${}_{92}^{238}\text{U}$.

Ядерные реакторы по химическому составу топлива в активной зоне подразделяются на [2, 11]:

- реакторы с металлическими изотопами урана, плутония и тория;
- реакторы с диоксидом урана UO_2 ;
- реакторы с карбидом урана UC .

Ядерные реакторы по энергетическому спектру нейтронов в активной зоне делятся на [2, 11]:

- реакторы на тепловых (медленных) нейтронах, называемые «тепловыми реакторами»;
- реакторы на быстрых нейтронах, называемые «быстрыми реакторами»;
- реакторы на промежуточных нейтронах;
- реакторы на нейтронах со смешанным энергетическим спектром.

Ядерные реакторы по виду теплоносителя в их активной зоне подразделяются на [2, 11]:

- реакторы с легкой водой H_2O , называемые «водо-водяными ядерными реакторами»;
- реакторы с тяжелой водой D_2O , называемые «тяжеловодными ядерными реакторами»;
- реакторы с газом в активной зоне, называемые «графито-газовыми ядерными реакторами»;
- реакторы с жидкометаллическим теплоносителем (например, с натрием, жидкой смесью свинца с висмутом);

- реакторы с органическим теплоносителем;
- реакторы с твердым теплоносителем;
- реакторы на расплавах ряда солей (например, фторидов урана).

Ядерные реакторы по роду применяемого в их зоне замедлителя нейтронов делятся на [2, 11]:

- реакторы с графитом С, выполняемые как «графито-водные и графито-газовые реакторы»;
- реакторы с легкой водой H₂O, выполняемые как «легководные и водо-водяные реакторы»;
- реакторы с тяжелой водой D₂O, выполняемые как «тяжеловодные реакторы»;
- реакторы с металлическим бериллием Be (могут изготавливаться и с оксидом бериллия BeO);
- реакторы с гидридами ряда металлов;
- реакторы без замедлителя, называемые «реакторами на быстрых нейтронах».

Ядерные реакторы по способу генерации в них пара теплоносителя различаются на [2, 11]:

- реакторы с внешним парогенератором, выполняемые как «водо-водяные реакторы» (например, двухконтурные реакторы типа ВВЭР-1000);
- реакторы с внутренней генерацией пара, выполняемые как «кипящие реакторы» (например, одноконтурные реакторы типа РБМК-1000).

Ядерные реакторы по характеру своего назначения и использования подразделяются на [2, 11]:

- энергетические реакторы, применяемые для получения электроэнергии и тепловой энергии (именно эти реакторы и устанавливаются на АЭС);
- транспортные реакторы, размещаемые на транспортных средствах передвижения (например, на подводных лодках военного назначения);
- промышленные реакторы, применяемые для работы оружейного изотопа плутония ²³⁹Pu и производства радиоактивных изотопов, используемых в различных областях (например, в медицине);
- исследовательские реакторы, в которых генерируемые в их активных зонах потоки нейтронов и гамма-квантов используются для изучения поведения различных веществ применительно к задачам ядерной физики, физики твердого тела, радиационной химии, радиобиологии и радиологии;
- экспериментальные реакторы, предназначенные для определения в условиях интенсивных нейтронных и тепловых полей различных физико-технических свойств конструкционных материалов, необходимых для проектирования и эксплуатации на АЭС и ядерных производствах специального назначения новых конструкций ядерных реакторов.

Как видим, ядерные реакторы характеризуются широкой гаммой своей классификации. Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) использует следующую классификацию основных типов энергетических ядерных реакторов на АЭС [2, 12]:

- PWR (pressurized water reactor) – реактор с водой под давлением, в котором легкая вода H₂O является и теплоносителем и замедлителем (например, «водо-водяной реактор» типа ВВЭР-1000);
- LWGR (light water graphite reactor) – реактор с легкой водой H₂O в качестве теплоносителя и с графитом в качестве замедлителя (например, «графито-водный реактор» типа РБМК-1000);
- BWR (boiling water reactor) – «кипящий реактор», в котором образование водяного пара, подаваемого по

одноконтурной цепи на паровую турбину, происходит непосредственно в реакторе;

- GCR (gas-cooled reactor) – «газоохлаждаемый реактор», в котором в качестве теплоносителя используется газ, а замедлителя – блочный графит;
- FBR (fast breeder reactor) – «реактор на быстрых нейтронах», не требующий наличия замедлителя в активной зоне и использующий жидкометаллический теплоноситель (обычно натрий) в первом контуре, а во втором контуре – легкую воду H₂O;
- HTGR (high-temperature gas-cooled) – «высокотемпературный газоохлаждаемый реактор»;
- PHWR (pressurised heavy water reactor) – реактор с тяжелой водой D₂O в качестве замедлителя и теплоносителя («тяжеловодный реактор»);
- HWGCR (heavy-water-moderated, gas-cooled reactor) – реактор, в котором в качестве теплоносителя применяется газ, а в качестве замедлителя – тяжелая вода D₂O («газоохлаждаемый реактор с тяжеловодным замедлителем»);
- HWLWR (heavy-water-moderated, boiling light-water-cooled reactor) – реактор, в котором в качестве замедлителя и кипящего теплоносителя используется тяжелая вода D₂O («кипящий реактор с замедлителем из тяжелой воды»);
- PBMR (pebble bed modular reactor) – модульный реактор с шаровыми конструкциями его ТВЭЛ.

В ядерной энергетике и на мощных АЭС различных стран мира наибольшее распространение получили «водо-водяные ядерные реакторы» (до 62 %) и «кипящие ядерные реакторы» (до 20 %) [2, 8].

1.1.2. Топливо для ядерных реакторов АЭС Украины. До 2011 г. ядерное топливо (урановые сборки ТВС с ТВЭЛ) для всех АЭС Украины поставлялись российской компанией «ТВЭЛ» [13]. В 2008 г. наша страна взяла курс на диверсификацию поставок ядерного топлива для своих АЭС. С этой целью в том же году был заключен договор с компанией «Westinghouse Electric Company» (США) на поставку ею в Украину в течение 2011-2015 гг. 630 штук урановыхборок ТВС для 3-х мощных энергоблоков отечественных АЭС с ядерными реакторами типа ВВЭР-1000 [13]. В апреле 2012 г. опытная эксплуатация урановых ТВС производства американской компании «Westinghouse Electric Company» на 3-м энергоблоке Южно-Украинской АЭС выявила ряд серьезных конструкционных ошибок в данных сборках ТВС, нанесших украинской стороне убытки на сумму около 175 миллионов \$ USA [13]. Эксплуатация указанного энергоблока Южно-Украинской АЭС была продолжена лишь после установки на нем вместо поврежденных американскихборок ядерного топлива новыхборок ТВС с ТВЭЛ производства РФ. По данным Госстата Украины за период января-октября 2015 г. объём импорта ядерного топлива в нашу страну составил 504 миллиона \$ USA, включая поставки из РФ на сумму 471 миллион \$ USA (94 %) и Швеции (от завода-поставщика компании США «Westinghouse Electric Company») – на сумму 33 миллиона \$ USA (6 %) [13]. В настоящее время всемирно известная российская компания «ТВЭЛ» остается основным поставщиком ядерного топлива для наших АЭС, обеспечивая не менее 90 % от необходимых потребностей Украины в этом топливе. По состоянию на декабрь 2016 г. ядерное топливо компания «Westinghouse Electric Company» (США) поставляла в ограниченном

объеме лишь для 3-го энергоблока Южно-Украинской АЭС и 5-го энергоблока Запорожской АЭС [13].

1.1.3. Утилизация и хранение отработанного ядерного топлива на АЭС Украины. В процессе работы ядерного реактора из-за накопления в его урановом топливе осколков деления изменяется его изотопный и химический состав и происходит образование трансурановых элементов (в основном изотопов плутония ^{244}Pu) [2, 11]. Отработанное ядерное топливо (ОЯТ) в активной зоне реактора на АЭС подлежит из-за своего остаточного тепловыделения сравнительно длительному хранению. Данное остаточное тепловыделение в ОЯТ является следствием гамма- и бета-распадов в радиоактивных продуктах деления ядерного топлива, накопившихся в сборках ТВС с ТВЭЛ за время работы ядерного реактора. В ОЯТ возбужденные ядра указанных продуктов деления вследствие своего радиоактивного распада переходят в более стабильное или полностью стабильное состояние с выделением значительной тепловой энергии. В этой связи остаточное тепловыделение в ОЯТ является для работающих АЭС важной проблемой, напрямую связанной с их ядерной безопасностью. Для решения этой неизбежной проблемы на АЭС должны размещаться специальные сухие или мокрые хранилища ОЯТ, в которых последнее при определенном температурном режиме должно пребывать достаточно длительное время (например, до 3-4 лет в их водяных бассейнах выдержки) [2]. С 2001 г. в Украине действует только одно сухое хранилище ОЯТ на Запорожской АЭС. У нас имеется также и одно мокрое хранилище ОЯТ в зоне отчуждения Чернобыльской АЭС, которое не способно принимать ОЯТ даже от своих АЭС на долговременное хранение [2]. В настоящее время только две страны мира – Россия и Франция обладают технологиями переработки ОЯТ. Поэтому сейчас ОЯТ с Хмельницкой, Ровенской и Южно-Украинской АЭС вывозится на хранение и переработку в РФ. Такие технологические процедуры обходятся в Украине ежегодно в (150-200) миллионов \$ USA [13].

В связи с высокой стоимостью хранения ОЯТ на территории РФ и принятыми обязательствами Украины перед МАГАТЭ в зоне отчуждения Чернобыльской АЭС намечается строительство Центрального хранилища ОЯТ [13]. С сентября 2016 г. техническая документация на сооружение в Украине такого сухого большого хранилища ОЯТ проходит международную экспертизу. Создание подобного хранилища ОЯТ позволит отечественным АЭС диверсифицировать утилизацию радиоактивных отходов от своих реакторов.

1.1.4. Безопасность АЭС и их ядерных реакторов. В настоящее время высокая степень безопасности АЭС во многих странах мира обеспечивается следующими основными защитными факторами [13, 14]:

- принципом самозащитенности ядерного реактора АЭС (композиция активной зоны реактора и физика протекающих в ней ядерных процессов на основе естественных обратных связей за счет возникновения эффекта «отрицательной реактивности» должны обеспечивать его саморегулирование);
- наличием на реакторах АЭС аварийной защиты и ряда барьеров радиационной безопасности;
- многократным дублированием на АЭС каналов безопасности и применением систем безопасности как активного (требующих вмешательства обслуживающего персонала и наличия источника энергоснабжения), так и пассивного (не требующих вмешательства

обслуживающего персонала и наличия источника энергоснабжения) защитного характера;

- использованием высокостойких к воздействию интенсивных радиационных и тепловых полей материалов, электротехнических устройств, технологических систем и систем управления (включая их аппараты и кабельно-проводниковую продукцию);
- внедрением культуры безопасности (от момента выбора площадки под строительство АЭС до периода ее пуска и во время ее эксплуатации).

Ядерные реакторы, оставшиеся на работающих энергоблоках АЭС Украины, относятся к реакторам типа ВВЭР, из которых два – типа ВВЭР-440 (с установленной мощностью 440 МВт) и 13 типа ВВЭР-1000 (с установленной мощностью 1000 МВт) [13]. Эти реакторы имеют двухконтурные схемы (см. рис. 2), которые являются принципиально более безопасными по сравнению с одноконтурной схемой реактора японской АЭС «Фукусима-1» [8]. В первом контуре реактора типа ВВЭР из-за высокого в нем давления нет насыщенного пара. Поэтому риск «оголения» (оставления без теплоносителя) и перегрева его ядерного топлива принципиально ниже, чем в одноконтурном реакторе. Система радиационной безопасности современных АЭС Украины и РФ (необходимо не упускать из виду того, что отечественные АЭС и их ядерные реакторы являются российскими разработками) включает четыре основных барьера на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду [13, 14]:

- топливную матрицу, предотвращающую выход продуктов деления под оболочку ТВЭЛ;
- циркониево-стальную оболочку ТВЭЛ, не дающую продуктам деления топлива попасть в теплоноситель главного циркуляционного контура;
- главный циркуляционный контур (1-й контур), препятствующий выходу продуктов деления под защитную герметичную оболочку реактора;
- систему защитных герметичных оболочек («контейнмент») реактора, исключающую выход продуктов ядерного деления в окружающую среду.

На рис. 10 приведена упрощенная схема контейнмента ядерного реактора типа ВВЭР-1000 [14].

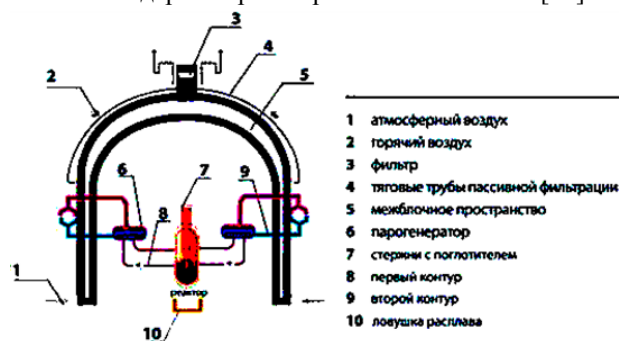


Рис. 10. Схема защитных герметичных оболочек ядерного реактора типа ВВЭР-1000 на отечественных АЭС [14]

Укажем, что контейнмент ядерного реактора типа ВВЭР-1000 объемом до 75 тысяч м^3 , выполненный из предварительно напряженного бетона с металлическими тросами, механически рассчитан как на внешнее силовое воздействие (например, на падение на него летательного аппарата со скоростью до 200 м/с и массой до 5 тонн), так и на внутреннее действие ско-

пившихся в аварийном режиме в зоне реактора газов избыточным давлением до 5 атм [14]. Кроме того, этот контейнер ядерного реактора типа ВВЭР способен выдержать воздействие ударной воздушной волны с давлением на ее фронте до 30 кПа, сейсмическое воздействие от расчетного землетрясения с интенсивностью до 8 баллов по шкале MSK-64 и воздействие урагана со скоростью ветра до 56 м/с [14].

Для случая возникновения на ядерном реакторе типа ВВЭР-1000 тяжелой аварии (например, разрыв трубопровода первого контура охлаждения его активной зоны), ее локализации и ликвидации на нем имеется система аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ), содержащая над реактором специальные емкости с борной кислотой [14]. Каждая емкость объемом 60 м³ указанной системы САОЗ реактора представляет собой толстостенный (толщиной 90 мм) цилиндрический сосуд из двухслойной плакированной стали диаметром до 3175 мм, работающий под давлением в 60 атм [14]. Быстрая доставка содержимого указанных емкостей САОЗ внутрь активной зоны ядерного реактора приводит к гашению в ней большим количеством борсодержащего вещества, хорошо поглощающего быстрые и медленные нейтроны, цепных ядерных реакций в ТВС и к выведению реактора на минимальную тепловую мощность. В дальнейшем согласно действующим на АЭС правилам к охлаждению активной зоны аварийного реактора должна подключаться система его аварийного расхолаживания [14]. Используемый на АЭС принцип глубоководной защиты ее ядерных реакторов предполагает также наличие такой концепции ядерной безопасности, которая предусматривает не только средства предотвращения аварий, но и средства управления последствиями запроектных аварий, обеспечивающих локализацию радиоактивных веществ в пределах контейнера. К таким средствам относится [14]:

- система удаления водорода (с пассивными рекомбинаторами), скопившегося в объеме, занимаемом защитными герметичными оболочками;
- система защиты первого контура реактора от превышения в его трубопроводах давления;
- система отвода тепла от парогенераторов;
- система отвода тепла от конструкций защитных герметичных оболочек ядерного реактора;
- устройство локализации расплава активной зоны («ловушка»), размещаемое под реактором.

Аварийная защита ядерного реактора АЭС состоит из совокупности устройств, предназначенных для быстрого прекращения цепной ядерной реакции в активной зоне реактора. Данная защита автоматически срабатывает при достижении одним из параметров ядерного реактора значения, которое может привести к его аварии. В качестве таких параметров могут выступать [2]: температура, давление и расход теплоносителя (в первом радиоактивном контуре реактора типа ВВЭР), уровень и скорость увеличения мощности реактора. В большинстве случаев исполнительными элементами активной аварийной защиты ядерного реактора на АЭС являются стержни с веществом, хорошо поглощающим нейтроны (например, бором или кадмием). Иногда для остановки ядерного реактора используется жидкий поглотитель, впрыскиваемый под давлением в его радиоактивный контур теплоносителя. Дополнительно к активной аварийной

защите на современных ядерных реакторах предусматриваются и системы их пассивной аварийной защиты (например, указанная система САОЗ) [14].

В соответствии с действующими в Украине и РФ «Правилами ядерной безопасности реакторных установок атомных станций», по крайней мере, одна из предусмотренных систем остановки реактора должна выполнять функцию аварийной защиты ядерного реактора АЭС [12-16]. Аппаратура аварийной защиты ядерного реактора АЭС при этом должна состоять, как минимум, из двух независимых штатных комплектов. Каждый комплект аппаратуры аварийной защиты реактора должен быть спроектирован таким образом, чтобы во всем диапазоне изменения технологических параметров, установленном в проекте реакторной установки АЭС, обеспечивалась аварийная защита не менее чем тремя независимыми каналами по каждому технологическому параметру, по которому необходимо осуществлять защиту [15, 16].

Важно отметить, что на всех АЭС Украины и РФ установлены автоматические системы контроля радиационной обстановки (АСКРО), фиксирующие с помощью сети датчиков уровень радиации вокруг радиационно опасных объектов АЭС в реальном масштабе времени. Показания приборов АСКРО передаются на специальный сайт всемирной сети Интернет.

1.2. Крупнейшие АЭС мира. Отметим, что если в 1978 г. в мире на АЭС работало около сотни ядерных реакторов различных типов и мощностей, то в апреле 2017 г. количество действовавших (с учетом временно остановленных) в промышленно развитых странах мира ядерных энергоблоков АЭС составляло уже 451 [2]. Крупнейшей действующей АЭС в Европе является Запорожская АЭС (г. Энергодар, Запорожская обл., Украина) с установленной мощностью 6000 МВт, строительство которой началось в 1980 г. [8]. В составе этой АЭС с 1996 г. работает шесть мощных двухконтурных энергоблоков с «водо-водяными ядерными реакторами» типа ВВЭР-1000 (см. рис. 8). Крупнейшая в мире АЭС по установленной мощности величиной 8212 МВт находится в г. Касивадзаки (префектура Ниигата, Япония) [8]. Она имеет пять «кипящих ядерных реакторов» (типа BWR по классификации МАГАТЭ) и два улучшенных «кипящих ядерных реактора» типа ABWR [2, 8]. Однако, с 2011 г. данная АЭС не генерирует электричество в сеть. Поэтому на сегодня крупнейшей в мире действующей АЭС является южнокорейская АЭС «Кори», имеющая семь мощных энергоблоков с «водо-водяными реакторами» (типа PWR по шкале МАГАТЭ) с установленной мощностью 6862 МВт [8].

1.3. Выработка электроэнергии на АЭС в мире. По состоянию на 31 декабря 2015 г. АЭС мира в суммарном объеме выработали около 2477 ТВт·ч электроэнергии за год, что составило около 10,7 % от всемирной генерации электричества [8]. Годовой «пик» производства электроэнергии на АЭС всего мира был зафиксирован в 2006 г., составивший 2660 ТВт·ч. Доля ядерной энергетики в глобальном годовом производстве на нашей планете электричества в 2015 г. по сравнению с 1996 г. снизилась с 17,6 % до 10,7 %. Мировыми лидерами по объему производства на АЭС электроэнергии на 2016 г. являлись [8]:

- США (805,3 млрд. кВт·ч/год; на АЭС работало 99 ядерных реакторов, генерирующих до 19,7 % от вырабатываемой в стране электроэнергии);

- Франция (384,0 млрд. кВт·ч/год; на АЭС работало 58 реакторов, генерирующих до 72,3 % от вырабатываемой в стране электроэнергии);

- Китай (210,5 млрд. кВт·ч/год; на АЭС работало 36 ядерных реакторов, генерирующих до 3,6 % от вырабатываемой в стране электроэнергии), осуществляющий в настоящее время самую масштабную в мире программу строительства новых АЭС;

- Россия (179,7 млрд. кВт·ч/год; на АЭС работало 37 ядерных реакторов, генерирующих до 17,1 % от производимой в стране электроэнергии);

- Южная Корея (154,3 млрд. кВт·ч/год; на АЭС работало 25 ядерных реакторов, генерирующих до 30,3 % от вырабатываемого в стране суммарного объема электроэнергии);

- Канада (97,4 млрд. кВт·ч/год; на АЭС работало 19 ядерных реакторов, генерирующих до 15,6 % от вырабатываемой в стране электроэнергии);

- Украина (81,0 млрд. кВт·ч/год; на АЭС работало 15 мощных ядерных реакторов типа ВВЭР (PWR), генерирующих до 52,3 % от вырабатываемого в стране общего объема электроэнергии);

- Германия (80,1 млрд. кВт·ч/год; на АЭС работало 8 ядерных реакторов, генерирующих до 13,1 % от вырабатываемой в стране электроэнергии);

- Великобритания (65,1 млрд. кВт·ч/год; на АЭС работало 15 мощных ядерных реакторов, генерирующих до 20,4 % от вырабатываемого в стране общего объема электроэнергии);

- Швеция (60,6 млрд. кВт·ч/год; на АЭС работало 10 ядерных реакторов, генерирующих до 40 % от вырабатываемой в стране электроэнергии; государственная программа по отказу от ядерной энергетики в стране была приостановлена).

Из приведенных выше количественных данных для АЭС ряда стран видно, что практически половина всемирной годовой выработки электроэнергии на АЭС приходится всего на две страны мира – США и Францию. Сейчас АЭС использует 31 страна мира [8]. Подавляющее число действующих АЭС находится в странах Европы, Северной Америки, Дальневосточной Азии и на территории независимых стран, образовавшихся от распада в 1991 г. бывшего СССР [2, 8].

1.4. Ядерная энергетика Украины. В настоящее время в Украине электроэнергию вырабатывают 15 энергоблоков четырех мощных АЭС с ядерными реакторами типа ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 [13]: Запорожской, Ровенской, Хмельницкой и Южно-Украинской (четыре мощных энергоблока с реакторами типа РБМК-1000 Чернобыльской АЭС завершили свою работу: в 1986 г. – 4-й энергоблок; в 1991 г. – 2-й энергоблок; в 1996 г. – 1-й энергоблок; в 2000 г. – 3-й энергоблок). По количеству энергетических ядерных реакторов (все типа ВВЭР – «водо-водяные реакторы» или типа PWR по классификации МАГАТЭ) Украина занимает 5-е место в Европе и 10-е место в мире [13]. Укажем, что Украина 12 энергоблоков на своих АЭС унаследовала от бывшего СССР. За время независимости нашей страны были достроены и введены в эксплуатацию три энергоблока АЭС (в 1995 г. и 2000 г.), готовых более чем на 80 % еще при бывшем СССР. Общая электрическая мощность всех АЭС Украины в 2016 г. равнялась около 130 ТВт. Как было указано выше вклад ядерной энергетики Украины в 2016 г. в годовой энергетический баланс составил

около 52,3 % от суммарного объема производства электроэнергии в стране. Начиная с осени 2014 г., выработка электроэнергии на АЭС в Украине превысила 50 % от ее общей выработки, что было связано со снижением мощностей отечественной теплоэнергетики из-за боевых действий в зоне АТО на Донбассе и нехваткой каменного угля необходимых марок для тепловых электрических станций (ТЭС) страны [13].

В табл. 1 приведены основные данные об отечественных АЭС, вырабатывающих электричество.

Таблица 1
Данные про мощные ядерные реакторы и энергоблоки АЭС Украины [13]

Название АЭС	Энерго-блок	Тип реактора	Мощность, МВт	Топливо
Запорожская	1	ВВЭР-1000	1000	ТВЭЛ
	2	ВВЭР-1000	1000	ТВЭЛ
	3	ВВЭР-1000	1000	ТВЭЛ
	4	ВВЭР-1000	1000	ТВЭЛ
	5	ВВЭР-1000	1000	ТВЭЛ+ WH*
	6	ВВЭР-1000	1000	ТВЭЛ
Ровенская	1	ВВЭР-440	440	ТВЭЛ
	2	ВВЭР-440	440	ТВЭЛ
	3	ВВЭР-1000	1000	ТВЭЛ
	4	ВВЭР-1000	1000	ТВЭЛ
Хмельницкая	1	ВВЭР-1000	1000	ТВЭЛ
	2	ВВЭР-1000	1000	ТВЭЛ
	3	ВВЭР-1000	Законсервир.	ТВЭЛ
	4	ВВЭР-1000	Законсервир.	ТВЭЛ
Южно-Украинская	1	ВВЭР-1000	1000	ТВЭЛ
	2	ВВЭР-1000	1000	ТВЭЛ
	3	ВВЭР-1000	1000	ТВЭЛ+ WH*
	4	ВВЭР-1000	Законсервир.	ТВЭЛ

Прим*. В табл. 1 в колонке «Топливо» символы WH обозначают частичное применение урановых сборок ТВС компании США «Westinghouse Electric Company» одновременно со сборками ТВС на ТВЭЛ России [13].

Из данных табл. 1 видно, что в настоящее время два мощных энергоблока Хмельницкой (№3 и №4) и один мощный энергоблок (№4) Южно-Украинской АЭС законсервированы и все строительные работы на них «заморожены». Хочется надеяться, что с созданием через ряд лет в зоне отчуждения Чернобыльской АЭС Центрального сухого хранилища ОЯТ определенная часть Украина не превратится в большую радиоактивную «свалку» как собственных ядерных отходов, так и ядерных отходов от АЭС, поставляемых в Украину из Европы и Северной Америки.

На рис. 11-13 приведены соответственно общие виды Южно-Украинской АЭС, машинного зала одного из ее мощных энергоблоков и одного из ее блочных щитов управления (БЩУ) [17]. Данной отечественной АЭС, расположенной на живописном берегу реки Южный Буг на высоте 130 м над уровнем Балтийского моря, не грозят ни сильные землетрясения, ни цунами. Проект технических сооружений этой отечественной АЭС и ее ядерных установок предусматривает защиту от всевозможных природных катаклизмов и ударных воздействий различных внешних факторов (например, падающего самолета) [17].

Протекание цепных ядерных реакций в урановых сборках ТВС с ТВЭЛ и частично с выделяющими ядерную и тепловую энергию урановыми элементами компании США «Westinghouse Electric Company» (на 3-ем энергоблоке станции) каждого из трех работающих энергоблоков с мощными реакторами типа ВВЭР-1000 на данной АЭС Украины четко контролируется с БЦУ (см. рис. 13) при помощи системы СУЗ.



Рис. 11. Общий вид фрагмента Южно-Украинской АЭС суммарной установленной мощностью 3000 МВт (г. Южноукраинск, Николаевская обл., Украина) [17]



Рис. 12. Общий вид машинного зала энергоблока тепловой мощностью 1000 МВт Южно-Украинской АЭС [17]



Рис. 13. Общий вид БЦУ (отдельного специфического «командного пункта») одного из энергоблоков с тепловой мощностью 1000 МВт на Южно-Украинской АЭС [17]

Опуская и поднимая при помощи системы СУЗ специальные стержни из бора, активно поглощающие нейтроны в активной зоне ядерного реактора типа ВВЭР-1000, оперативный персонал энергоблоков этой АЭС может замедлять или ускорять цепные ядерные реакции в его урановых сборках ТВС с ТВЭЛ. Высоко-

надежная система СУЗ на каждом мощном энергоблоке рассматриваемой отечественной АЭС позволяет по команде с БЦУ вообще остановить работу соответствующего ядерного реактора («заглушить» реактор) [2, 17]. Читателю необходимо помнить, что вывод ядерного реактора на минимальную тепловую мощность (его остановка) приводит к его «отравлению».

В ядерной физике состояние атомного реактора после его остановки и «отравления» получило название «иодной ямы» [2]. Данное ненормальное состояние реактора характеризуется накоплением в его активной зоне короткоживущего радиоактивного изотопа ксенона $^{135}_{54}\text{Xe}$ (с периодом полураспада 9,2 ч), который, в свою очередь, является продуктом радиоактивного распада промежуточного изотопа йода $^{135}_{53}\text{I}$ (с периодом полураспада 6,8 ч) [2, 11]. Из-за того, что изотоп ксенона $^{135}_{54}\text{Xe}$ обладает наибольшим сечением поглощения нейтронов (до $2,6 \cdot 10^6$ барн [1, 2]) ядерный реактор в состоянии «иодной ямы» теряет свою реактивность ρ_p (она становится отрицательной) и соответственно тепловую мощность. Это делает затруднительным вывод реактора на проектную мощность в течение времени, измеряемом (1-2) сутками [2, 8]. В этой связи такие состояния для ядерного реактора АЭС являются нежелательными. Поэтому производить кратковременные остановки реактора на АЭС и колебания его выходной тепловой мощности нельзя. Допускается осуществлять остановку ядерного реактора только в случае аварийного режима, предусмотренного соответствующими Правилами (см. п. 1.1.4).

1.5. Вредное воздействие АЭС на окружающую среду. Для лучшего понимания рассматриваемой актуальной для Украины экологической проблемы, связанной с ядерной энергетикой, читателю необходимо напомнить, что, например, каждый мощный реактор типа ВВЭР-1000 на отечественных АЭС при своей полной загрузке ядерным топливом содержит 54 урановые сборки ТВС общей массой в 41 тонну при суммарном числе в них ТВЭЛ, составляющим 48 тысяч штук [8]. В подобном ядерном реакторе современной АЭС из уранового топлива ТВС с ТВЭЛ посредством ядерных превращений образуется примерно 300 видов радионуклидов, из которых более 30 в качестве газоаerosольных выбросов с объема его контайнмента, несмотря на имеющиеся в нем соответствующие защитные фильтры, могут попасть в воздушную атмосферу [8]. Среди них такие радиоактивные вещества как [11]: изотоп цезия $^{137}_{55}\text{Cs}$ (с периодом полураспада 30 лет), изотоп йода $^{131}_{53}\text{I}$ (с периодом полураспада 8 суток), изотоп йода $^{133}_{53}\text{I}$ (с периодом полураспада 20,8 ч) и изотоп ксенона $^{138}_{54}\text{Xe}$ (с периодом полураспада 17 мин). Заметим, что эксплуатационным регламентом, действующим на АЭС Украины и РФ, допускается наличие в активной зоне ядерного реактора до 1 % ТВЭЛ с поврежденной защитной циркониево-стальной обложкой (для двухконтурного «водо-водяного» энергетического реактора типа ВВЭР-1000 это составляет около 480 ТВЭЛ) [2, 8]. Через микротрещины в ТВЭЛ и в процессе извлечения ТВЭЛ из реактора при их периодической замене радионуклиды могут попадать в водяной теплоноситель первого контура и в воздух под куполом контайнмента. Поэтому указанный выше наиболее безопасный мощный ядерный реактор типа ВВЭР-1000 в год образует около 40 тысяч кюри (активность в 1 кюри (Ки) равна $3,7 \cdot 10^{10}$ беккерелей (Бк), являющихся ее единицей

исчисления в системе СИ [1]) газообразных радиоактивных выбросов [8]. Большинство из них быстро распадается и удерживается защитными фильтрами контайнмента. Отметим, что под активностью радиоактивного вещества в атомной физике понимается число распадов его ядер в одну секунду. Для сравнения следует заметить, что одноконтурные мощные реакторы типа РБМК-1000 производят на АЭС радиоактивных газообразных выбросов на практически порядок больше, чем двухконтурные мощные реакторы типа ВВЭР-1000 [8]. Среднесуточный выброс радиоактивных газов и аэрозолей на Курской АЭС, до сих пор использующей реакторы типа РБМК-1000, составлял в период 1981-1990 гг. до 750 кюри на одну реакторную установку (при этом годовой радиоактивный показатель подобных выбросов достигал уровня до 274 тысяч кюри) [8]. Укажем, что большая часть радиоактивности газоаэрозольных выбросов на АЭС генерируется короткоживущими радионуклидами и без особого ущерба для окружающей среды распадается за несколько часов или дней. Необходимо указать и то, что АЭС кроме обычных газообразных выбросов время от времени наполняют окружающую их воздушную атмосферу и далее загрязняют близлежащие территории небольшим количеством опасных для здоровья человека радионуклидов – продуктами коррозии корпуса реактора и его первого контура, а также осколками деления ядер изотопа урана ^{235}U . Эти радионуклиды прослеживаются на несколько десятков километров вокруг любой АЭС.

1.6. Преимущества и недостатки ядерной энергетики. Основными достоинствами АЭС перед другими конкурирующими с ними мощными промышленными источниками электрической и тепловой энергии для человечества на сегодня являются [8]:

- практическая независимость от источников размещения топлива из-за сравнительно небольшого объема потребляемого любой АЭС ядерного топлива (например, для реактора типа ВВЭР-1000 на 1,5 года его эксплуатации в составе мощного энергоблока требуется всего около 41 тонны диоксида урана UO_2 , входящего в состав ТВС с ТВЭЛ; в тоже время, например, для Змиевской ТЭС установленной мощностью 2200 МВт только в течение 1 суток требуется два железнодорожных состава каменного угля [7]);

- относительная экологическая чистота по сравнению с ТЭС (суммарные годовые выбросы в окружающую среду таких вредных веществ как сернистого газа, оксидов азота, оксидов углерода, углеводородов, альдегидов и золы пыли на 1000 МВт установленной мощности на пылеугольных ТЭС составляют около 165 тысяч тонн; ТЭС на 1000 МВт ее мощности потребляет из атмосферы около 8 миллионов тонн кислорода O_2 в год, а АЭС при своей работе атмосферного кислорода O_2 не потребляет вообще);

- более высокая способность противостояния энергетическим кризисным ситуациям в обществе и соответственно удержания объема и стоимости производимой электроэнергии на приемлемом для ее потребителей уровне (повышение в мире цен на уголь, газ и нефть повышает конкурентоспособность АЭС).

Основными недостатками АЭС являются [8]:

- тяжелые последствия для окружающей среды и населения от крупных аварий и катастроф на мощных ядерных реакторах АЭС (для исключения подобных ситуаций современные АЭС оборудуются сложными

системами ядерной и радиационной безопасности их ядерных установок с резервированием и многократными запасами стойкости их конструкций к высокой радиации и температуре, исключая активную зону реактора даже в случае максимальной проектной аварии);

- большие затраты финансовых средств на ликвидацию технических сооружений АЭС и ее энергоблоков после выработки их ядерными реакторами своего рабочего ресурса (по экспертным оценкам эти затраты составляют до 20 % от стоимости строительства АЭС; проблема продления ресурса энергоблоков АЭС является острой не только для ядерной энергетики Украины, но и всех других стран мира, использующих АЭС для получения электричества [18]);

- невозможность маневренных режимов работы ядерных энергетических реакторов АЭС, покрывающих возникающие «пики» и сглаживающих «провалы» на графиках их электрической нагрузки;

- более высокие финансовые затраты на строительство АЭС по сравнению с ТЭС аналогичной установленной мощности (например, для АЭС данные затраты составляют около 2300 \$ USA за 1 кВт электрической мощности их энергоблоков, а для пылеугольных ТЭС – примерно 1200 \$ USA за 1 кВт электрической мощности энергоблоков таких станций).

2. Основные проблемы, тенденции и перспективы развития АЭС в мире и Украине. Имеющиеся на сегодня проблемы в области мировой ядерной энергетики, активно занимающейся промышленным производством электроэнергии и тепловой энергии путем сложного и опасного для жизнедеятельности человека технологического использования атомной энергии ряда делящихся радиоактивных материалов (например, изотопа урана ^{235}U и изотопа плутония ^{239}Pu [1]), можно свести к следующим [2, 8]:

- проблеме разработки и создания для АЭС более совершенных по своей энергетической эффективности, ядерной и радиационной безопасности мощных ядерных установок с КПД более 35 %;

- проблеме минимизации возникновения на мощных ядерных установках АЭС аварий, приводящих к тяжелым последствиям для целых регионов страны и народов соседних с ней государств;

- проблеме утилизации и переработки ОЯТ от мощных ядерных реакторов АЭС на территории тех стран, где данные ядерные отходы были получены;

- проблеме наличия замкнутого ядерного цикла на территории тех стран, которые активно применяют мощные ядерные установки для промышленного производства электричества и тепла в больших объемах, соизмеримых с объемами выработки указанных видов энергии их теплоэнергетикой, использующей органические виды топлива (эта проблема особенно актуальна для Украины, которая в меру своих ограниченных финансовых ресурсов пытается из года в год постепенно подходить к ее решению, используя даже такой трудный путь как уход от прямой кабанной зависимости от РФ в вопросах сохранения и дальнейшего развития собственной ядерной энергетики и диверсификации поставок на отечественные АЭС урановых сборок ТВС с ТВЭЛ других стран мира);

- проблеме продления ресурса энергоблоков АЭС и соответственно ресурса ядерных реакторов.

В мировой ядерной энергетике наблюдается тенденция старения ядерных реакторов. По данным

МАГАТЭ средний «возраст» действующих ядерных реакторов на АЭС мира составляет 29 лет [8]. Самый «старый» в мире действующий реактор находится сейчас в Швейцарии, который надежно работает вот уже в течение 47 лет. Отметим, что нормативный срок эксплуатации ядерных энергоблоков АЭС устанавливается правительством конкретной страны на основании проектного ресурса работы их реакторов того или иного типа. Обычно этот срок равен от 30 до 40 лет [8]. В Украине и РФ нормативный срок эксплуатации большинства их типов энергоблоков АЭС составляет 30 лет [8, 18]. Известно, что продление срока эксплуатации энергоблока АЭС является весьма экономически эффективной мерой. Так, при финансовых затратах на продление срока службы мощного ядерного «водо-водяного реактора» типа ВВЭР-1000 (по шкале МАГАТЭ типа PWR) на 20 лет примерно в 90 миллионов \$ USA возможная прибыль от его эксплуатации на АЭС в течение такого дополнительного срока может составить около 1,3 миллиардов \$ USA [8, 19]. В Украине и РФ эксплуатация двухконтурных водородных ядерных реакторов типа ВВЭР первого поколения и одноконтурных ядерных реакторов типа РБМК уже продлена до 45 лет, а ядерных реакторов типа ВВЭР второго поколения – до 55 лет [2, 8, 19].

В условиях сравнительно быстро надвигающегося в мире энергетического «голода» и истощения в земной коре нашей планеты запасов углеводородного топлива (по экспертным оценкам углеводородов для ТЭС всего мира хватит лишь на ближайшие 50-100 лет [6]) и практической неисчерпаемости в ней запасов радиоактивного урана у ядерной энергетики имеются реальные перспективы для ее дальнейшего развития. Альтернативная энергетика (ветроэнергетика, гелиоэнергетика, водородная энергетика, геотермальная энергетика, биогазовая энергетика и малая гидроэнергетика) пока серьезной конкуренции традиционной энергетике (теплоэнергетике, ядерной энергетике и гидроэнергетике) оказать не в состоянии. Учитывая ряд указанных выше явных преимуществ ядерной энергетики перед другими хорошо известными видами современных технологий выработки электричества и тепловой энергии, в настоящее время, несмотря на имеющееся ограничение мирного использования атомной энергии в ряде стран мира (например, в Италии, Германии, Швеции и США [20]), вполне обоснованно можно говорить о том, что в ближайшем будущем человечество продолжит для целей получения электроэнергии и тепла в промышленных масштабах активно использовать возможности атомной энергии.

Выводы. Выполненный краткий аналитический научно-технический обзор ретроспективы, современного состояния, основных достижений, тенденций и перспектив развития мировой ядерной энергетики указывает на колоссальный прорыв знаний человечества об устройстве микромира материи и ограниченные на сегодня его возможности в мирном использовании неисчерпаемых запасов ее внутриядерной энергии. Мировая ядерная энергетика находится сейчас на трудном и сложном научно-техническом пути своего «взросления» (прошло лишь немногим более 60 лет с момента ввода в эксплуатацию первой в мире АЭС) и демонстрации энергетических возможностей этой новой для людей прогрессивной промышленной технологии получения электрической и тепловой энергий в огромных объемах.

Ядерная энергетика, как и любая другая прогрессивная промышленная технология, имеет свои «плюсы» и «минусы» для человеческого общества и земной природы в целом. Несмотря на свою скрытую радиационную опасность со смертельной угрозой всему живому на Земле, уже не один раз в современной истории развития человеческой цивилизации «прорывавшуюся» наружу с нанесением ее обществу больших людских жертв и финансовых убытков, ядерная энергетика с несколькими сотнями действующих мощных энергоблоков АЭС по всему миру занимает серьезные передовые позиции в объемах годовой выработки электрической и тепловой энергий. В Украине данные объемы электроэнергии с 2014 г. по ряду объективных причин составляют не менее 50 % в годовом энергетическом балансе страны.

Учитывая ограниченность запасов на Земле органического углеводородного топлива для ТЭС и практическую неисчерпаемость на нашей планете природных запасов радиоактивного уранового (ядерного) топлива для АЭС, у мировой ядерной энергетики имеются все возможности для своего дальнейшего поступательного развития, направленного на удовлетворение все возрастающих потребностей человеческого общества в электричестве и тепловой энергии.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Кузьмичев В.Е. Законы и формулы физики / Отв. ред. В.К. Тартаковский. – К.: Наукова думка, 1989. – 864 с.
2. https://ru.wikipedia.org/wiki/Ядерный_реактор.
3. Баранов М.И. Избранные вопросы электрофизики: Монография в 3-х томах. Том 1: Электрофизика и выдающиеся физики мира. – Х.: НТУ «ХПИ», 2008. – 252 с.
4. Баранов М.И. Антология выдающихся достижений в науке и технике: Монография в 3-х томах. Том 1. – Х.: НТМТ, 2011. – 311 с.
5. Баранов М.И. Антология выдающихся достижений в науке и технике. Часть 40: Научное открытие метода взрывной имплозии для получения сверхкритической массы ядерного заряда и украинский «след» в американском атомном проекте «Манхэттен» // *Электротехніка і електромеханіка*. – 2017. – №5. – С. 3-13. doi: 10.20998/2074-272X.2017.5.01.
6. Баранов М.И. Антология выдающихся достижений в науке и технике: Монография в 3-х томах. Том 3. – Х.: ФЛП Панов А.Н., 2016. – 415 с.
7. http://dic.academic.ru/dic.nsf/bse/156142/Атомная_электростанция.
8. https://ru.wikipedia.org/wiki/Атомная_электростанция.
9. <https://www.google.ru/search?q=аэс+принцип+работы&newwindow>.
10. Frish O. Niels Bohr. – New York: Publ. S. Rozental, 1967. – 137 p.
11. Левин В.Е. Ядерная физика и ядерные реакторы. – М.: Атомиздат, 1979. – 420 с.
12. Андрущечко С.А., Афоров А.М., Васильев Б.Ю., Генералов В.Н., Косоуров К.Б., Семченков Ю.М., Украинцев В.Ф. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта. – М.: Логос, 2010. – 604 с.
13. https://ru.wikipedia.org/wiki/Атомная_энергетика_Украины.
14. http://energ2010.ru/Stati/Elektrostanciya/AES/Bezopasnost_aes.html.
15. <https://ria.ru/eco/20090426/169135271.html>.
16. https://ru.wikipedia.org/wiki/Аварийная_защита_ядерного_реактора.
17. <https://www.segodnya.ua/ukraine/rabotniki-juzhno-ukrainkoj-aec-nash-reaktor-vyderzhit-dazhe-padenie-camoleta.html>.
18. Домашев Е.Д., Зенюк А.Ю., Рейсиг В.А., Колесниченко Ю.М. Некоторые подходы к решению проблемы продления

ресурса энергоблоков АЭС Украины // Промышленная теплотехника. – 2001. – Т.23. – №6. – С. 108-112.

19. Фаворский О.Н. Об энергетике России в ближайшие 20-30 лет // Вестник Российской академии наук. – 2007. – Т.77. – №2. – С. 121-127.

20. <http://economics.studio/kniga-ekonomika-prirodopolzovaniya/plyusyi-minusyi-atomnoy-energetiki-76786.html>.

REFERENCES

1. Kuz'michev V.E. *Zakony i formuly fiziki* [Laws and formulas of physics]. Kiev, Naukova Dumka Publ., 1989. 864 p. (Rus).

2. Available at: https://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_reactor (accessed 09 August 2017).

3. Baranov M.I. *Izbrannye voprosy elektrofiziki: Monografija v 3-h tomah. Tom 1: Elektrofizika i vydajushhiesja fiziki mira* [Selected topics electrophysics: Monographs in 3 vols. Vol.1: Electrophysics and outstanding physics of the world]. Kharkov, NTU «KhPI» Publ., 2008. 252 p. (Rus).

4. Baranov M.I. *Antologija vydajushchikhsia dostizhenii v nauke i tekhnike: Monografija v 3-h tomakh. Tom 1.* [An anthology of outstanding achievements in science and technology: Monographs in 3 vols. Vol.1]. Kharkov, NTMT Publ., 2011. 311 p. (Rus).

5. Baranov M.I. An anthology of the distinguished achievements in science and technique. Part 40: The scientific opening of the method of explosive implosion for the obtaining above critical mass of nuclear charge and Ukrainian «track» in the «Manhattan» American atomic project. *Electrical engineering & electromechanics*, 2017, no.5, pp. 3-13. doi: 10.20998/2074-272X.2017.5.01.

6. Baranov M.I. *Antologija vydajushhiesja dostizhenij v nauke i tekhnike: Monografija v 3-h tomah. Tom 3* [An anthology of the distinguished achievements in science and technique: Monograph in 3 volumes. Volume 3]. Kharkiv, PhPB Panov A.N. Publ., 2016. 415 p. (Rus).

7. Available at: http://dic.academic.ru/dic.nsf/bse/156142/Атомная_электростанция (accessed 25 May 2017). (Rus).

8. Available at: https://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_power_plant (accessed 19 September 2017).

9. Available at: <https://www.google.ru/search?q=аэс+принцип+работы&newwindow> (accessed 12 October 2016). (Rus).

10. Frish O. *Niels Bohr*. New York, Publ. S. Rozental, 1967. 137 p.

11. Levin V.E. *Jadernaja fizika i jadernye reaktory* [Nuclear physics and nuclear reactors]. Moscow, Atomizdat Publ., 1979. 420 p. (Rus).

12. Andrushechko S.A., Aforov A.M., Vasilyev B.Yu., Generalov V.N., Kosourov K.B., Semchenkov Yu.M., Ukrainsev V.F. *AES s reaktorom tipa WWER-1000. Ot fizicheskikh osnov ekspluatacii do evoljucii proekta* [AES with a reactor of the WWER-1000 type. From the physical foundations of exploitation to the evolution of the project]. Moscow, Logos Publ., 2010. 604 p. (Rus).

13. Available at: https://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_power_in_Ukraine (accessed 20 August 2016).

14. Available at: http://energ2010.ru/Stati/Elektrostanciya/AES/Bezopasnost_aes.html (accessed 10 June 2016). (Rus).

15. Available at: <https://ria.ru/eco/20090426/169135271.html> (accessed 18 November 2016). (Rus).

16. Available at: https://ru.wikipedia.org/wiki/Аварийная_защита_ядерного_реактора (accessed 12 March 2016). (Rus).

17. Available at: <https://www.segodnya.ua/ukraine/rabotniki-juzhno-ukrainckoj-aec-nash-reaktor-vyderzhit-dazhe-padenie-camoleta.html> (accessed 15 May 2017). (Rus).

18. Domashev E.D., Zenyuk A.Yu., Reisig V.A., Kolesnichenko Yu.M. Some approaches to the solution of the problem of prolonging the resource of power units of Ukrainian AES. *Industrial heat engineering*, 2001, vol.23, no.6, pp. 108-112. (Rus).

19. Favorskiy O.N. On the energy industry of Russia in the next 20-30 years. *Herald of the Russian Academy of Sciences*, 2007, vol.77, no.2, pp.121-127. (Rus).

20. Available at: <http://economics.studio/kniga-ekonomika-prirodopolzovaniya/plyusyi-minusyi-atomnoy-energetiki-76786.html> (accessed 14 April 2017). (Rus).

Поступила (received) 19.12.2017

Баранов Михаил Иванович, д.т.н., гл.н.с.,
НИПКИ «Молния»

Национальный технический университет
«Харьковский политехнический институт»,
61013, Харьков, ул. Шевченко, 47,
тел/phone +38 057 7076841,
e-mail: baranovmi@kpi.kharkov.ua

M.I. Baranov

Scientific-&-Research Planning-&-Design Institute «Molniya»,
National Technical University «Kharkiv Polytechnic Institute»,
47, Shevchenko Str., Kharkiv, 61013, Ukraine.

An anthology of the distinguished achievements in science and technique. Part 44: Traditional power engineering. Nuclear power stations: retrospective view, state and prospects of their development.

Purpose. Preparation of brief scientific and technical review about a retrospective view, modern state, achievements, problems, tendencies and prospects of development of world nuclear energy. **Methodology.** Known scientific methods of collection, analysis and analytical treatment of the opened scientific and technical information, present in scientific monographs, journals and internet-reports, world level in area of nuclear energy. **Results.** A brief analytical scientific and technical review is resulted about a retrospective view, modern state, basic achievements, existent problems, tendencies and prospects of development of nuclear energy in the industrially developed countries of the world. Considerable progress is marked in development and creation of technical base of modern nuclear energy, including the nuclear power stations (NPP) such their basic devices as nuclear reactors, steam generators, steam turbines and turbogenerators. The basic charts of construction of NPP producing in the world now about 11 % are described annual production electric power. It is indicated that in Ukraine a production of electricity volume at NPP makes more than 50 %, and in France – more than 70 % in annual power balance of country. Nuclear-physical bases of work of nuclear reactor are resulted on thermal-neutron, widely in-use at NPP. The design of most safe water-waters of nuclear power-reactor of type of WWER-1000 is described by thermal power 1000 MW, applied presently at NPP of Ukraine. Basic classification of nuclear reactors is presented. Technical information is resulted about largest NPP of the world. Master data are indicated about a nuclear fuel and radio-active offcuts of nuclear reactors of NPP. Basic measures and facilities are described for the increase of safety of nuclear reactors and NPP. Advantages and lacks of NPP are marked by comparison to the thermal power plants. Nuclear energy of Ukraine is considered and basic technical descriptions of operating domestic NPP are indicated. Basic problems, tendencies and possible prospects of development, are marked in the world and to Ukraine of nuclear energy. **Originality.** Systematization of the scientific and technical materials touching functioning of such important sector of world economy as nuclear energy known from the sources opened in outer informative space is executed. It is shown on the basis of approach of the systems that in spite of row of existent problems in area of world nuclear energy has the real prospects in the further development and to service society at satisfaction of his increasing requirements in electric and thermal energies. **Practical value.** Popularization and deepening for students, engineer-technical and scientific workers of scientific and technical knowledge in area of modern nuclear physics and energy, extending their scientific range of interests and further development of scientific and technical progress in society. References 20, figures 13, tables 1.

Key words: nuclear physics and energy, nuclear reactor, nuclear power station, safety of nuclear reactor and nuclear power station, problems and prospects of development of nuclear energy.