

ЭЛЕКТРОТЕХНИКА

УДК 621.3

Н. А. Автушенко, Г. С. Ленеvский

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

UDC 621.3

N. A. Avtushenko, G. S. Lenevsky

NUCLEAR POWER PLANTS

Аннотация

Рассмотрены классификация атомных электростанций, основные принципы работы, конструктивные особенности.

Ключевые слова:

атомная электростанция, ядерный реактор, теплоноситель.

Abstract

The paper considers the classification of nuclear power plants and gives the basic principles of their operation and design features.

Key words:

nuclear power plant, nuclear reactor, heat-transfer agent.

Введение

Сегодня экономика стран мира нацелена на использование источников энергии с низкой себестоимостью и сниженными по сравнению с традиционным углеводородным производством энергии выбросами вредных веществ. Это обусловлено следующими аспектами: снижением доли энергетической составляющей в себестоимости продукции, квотами и налогами на выбросы вредных веществ, экологической обстановкой государств. Наиболее актуальным вариантом решения поставленных задач является атомная энергетика. Существующие возобновляемые нетрадиционные источники энергии – энергия солнца, ветра – не способны производить такое количество энергии на 1 м²

занимаемой площади, как атомные станции, и имеют сезонный характер. Поэтому даже с учетом одной из самых затратных составляющих в жизненном цикле атомной станции – утилизации (захоронения) отработанного ядерного топлива, стоимость которого составляет до 30 % стоимости строительства станции, данный вид производства энергии является самым экономичным. Средний срок окупаемости современной атомной станции при работе с номинальной нагрузкой – до 5 лет, при этом нормативный срок эксплуатации – 20 лет.

Работа атомных электростанций (АЭС) в штатном режиме отличается экологической чистотой. Противовесом к использованию «мирного атома» сегодня является влияние последствий аварий на окружающую среду.

© Автушенко Н. А., Ленеvский Г. С., 2017



Атомные электростанции классифицируются в соответствии с установленными на них реакторами. По виду отпускаемой энергии выделяют:

- АЭС, предназначенные для выработки только электрической энергии. При этом на многих АЭС есть теплофикационные установки, предназначенные для подогрева сетевой воды;
- атомные теплоэлектроцентрали (АТЭЦ), вырабатывающие как электроэнергию, так и тепловую энергию.

Принцип действия АТЭЦ рассмотрен на основе атомной электростанции на двухконтурном водо-водяном энер-

гетическом реакторе (рис. 1) [1].

Энергия, выделяемая в активной зоне реактора, передаётся теплоносителю первого контура. Далее теплоноситель (в данном типе реактора – вода) поступает в теплообменник (парогенератор), где нагревает до кипения воду второго контура. Полученный при этом пар поступает в турбины, вращающие электрогенераторы. На выходе из турбин пар поступает в конденсатор, где охлаждается большим количеством воды, поступающим из водохранилища.

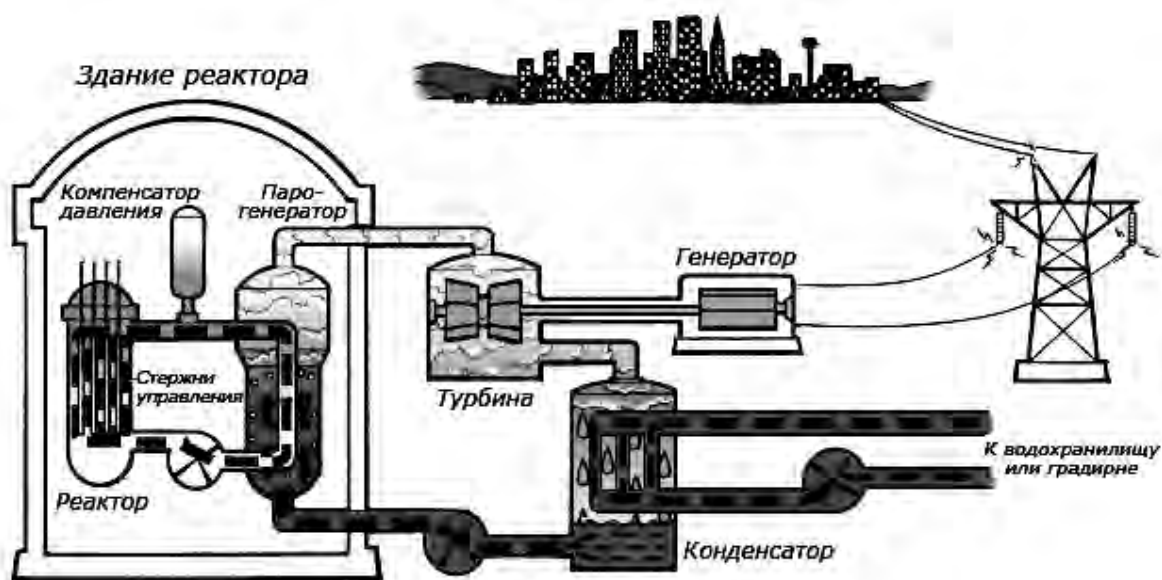


Рис. 1. Структурная схема АТЭЦ

Классификация ядерных реакторов

Ядерные реакторы различают [2–4]:

- по спектру нейтронов:

а) реактор на тепловых нейтронах («тепловой реактор» – ядерный реактор, использующий для поддержания цепной ядерной реакции нейтроны тепловой части спектра энергии – «теплого спектра»). Использование нейтронов теплового спектра выгодно потому, что сечение взаимодействия ядер урана-235 с нейтронами, участву-

ющими в цепной реакции, растёт по мере снижения энергии нейтронов, а ядер урана-238 – остаётся при низких энергиях постоянным. В результате самоподдерживающаяся реакция при использовании природного урана, в котором делющегося изотопа ^{235}U всего 0,7 %, невозможна на быстрых нейтронах и возможна на медленных (тепловых);

б) реактор на быстрых нейтронах («быстрый реактор» – ядерный реактор, использующий для поддержания цепной ядерной реакции



нейтроны с энергией более 10^5 эВ).

В активную зону и отражатель реактора на быстрых нейтронах входят в основном тяжёлые материалы. Замедлитель вводят в активную зону в составе ядерного топлива (карбид урана UC, двуокись плутония PuO₂) и теплоносителя. Концентрацию замедлителя в активной зоне стремятся уменьшить до минимума, т. к. лёгкие ядра смягчают энергетический спектр нейтронов. Прежде чем поглотиться, нейтроны деления успевают замедлиться в результате неупругих столкновений с тяжёлыми ядрами лишь до 0,1...0,4 МэВ.

Для осуществления цепной реакции на быстрых нейтронах необходима высокая концентрация делящегося вещества в активной зоне – в десятки раз больше концентрации делящегося вещества в активной зоне реактора на тепловых нейтронах. Несмотря на это, проектирование и строительство дорогостоящих реакторов на быстрых нейтронах оправданно, т. к. на каждый захват нейтрона в активной зоне такого реактора испускается в 1,5 раза больше нейтронов деления, чем в активной зоне реактора на тепловых нейтронах. Следовательно, для переработки ядерного сырья в реакторе на быстрых нейтронах можно использовать значительно большую долю нейтронов;

– по размещению топлива:

а) гетерогенные реакторы, где топливо размещается в активной зоне дискретно в виде блоков, между которыми находится замедлитель;

б) гомогенные реакторы, где топливо и замедлитель представляют однородную смесь (гомогенную систему);

– по виду топлива:

а) изотопы урана-238, -235 и -233 (²³⁸U, ²³⁵U и ²³³U);

б) изотоп плутония-239 (²³⁹Pu);

в) изотоп тория-232 (²³²Th) (посредством преобразования в ²³³U);

– по степени обогащения:

а) естественный уран;

б) слабо обогащённый уран;

в) чистый делящийся изотоп;

– по химическому составу:

а) металлический U;

б) UO₂ (диоксид урана);

в) UC (карбид урана);

– по виду теплоносителя:

а) вода (H₂O). Водо-водяной реактор (ВВР), примером которого являются водо-водяные энергетические реакторы (ВВЭР);

б) газ. Графито-газовый реактор (ГГР) – корпусной ядерный реактор, в котором замедлителем служит графит, теплоносителем – газ (гелий, углекислый газ). По сравнению с ВВР и газо-водяным реактором (ГВР) реакторы с газовым теплоносителем наиболее безопасны. Это объясняется тем, что газ почти не поглощает нейтроны, поэтому изменение содержания газа в реакторе не влияет на реактивность. Оболочки топливно-выделяющих элементов (ТВЭЛ) и каналы в ГГР изготавливают из сплавов магния, слабо поглощающих нейтроны. Это позволяет использовать в качестве ядерного топлива природный и слабообогащённый уран. Углекислый газ прокачивают через реактор под давлением 10...20 атм. Его температура на выходе – около 400 °С. Удельная мощность реактора составляет всего 0,3...0,5 кВт/кг. В усовершенствованных ГГР оболочки из сплава магния заменены оболочками из нержавеющей стали, а природный уран – двуокисью обогащённого урана. Такие изменения в конструкции ТВЭЛа позволили повысить температуру углекислого газа на выходе до 690 °С, удельную мощность – примерно в 3,5 раза, а КПД АЭС – до 40 %;

в) тяжёлая вода (D₂O). Тяжеловодный ядерный реактор. Дейтерий имеет меньшее сечение поглощения нейтронов, чем лёгкий водород. Такие реакторы имеют улучшенный нейтронный баланс (то есть для них требуется менее обогащённый уран, что позволяет использовать в качестве топлива природный уран в энергетических реакто-



рах или применять «лишние» нейтроны для наработки изотопов);

г) органический теплоноситель. Реактор с органическим теплоносителем – ядерный реактор, использующий в качестве теплоносителя органические жидкости (дифенил), имеющие хорошие замедляющие свойства и высокую температуру кипения при атмосферном давлении.

Преимущества реактора с органическим теплоносителем:

- низкое давление в первичном контуре существенно упрощает конструкцию реактора;

- химическая инертность органических жидкостей к металлам. Упрощается проблема подбора покрытий для тепловыделяющих элементов. В реакторе с органическим теплоносителем тепловыделяющие элементы имеют алюминиевые покрытия с максимально допустимой температурой 400 °С на их поверхности. При той же температуре и водной среде тепловыделяющие элементы необходимо покрывать цирконием, т. к. алюминиевые покрытия при охлаждении водой могут использоваться с температурой на поверхности элементов до 300 °С.

Недостатки реактора с органическим теплоносителем:

- температура плавления рекомендуемых в настоящее время органических теплоносителей выше температуры окружающей среды. Это вынуждает снабжать коммуникационные линии и оборудование специальными подогревательными устройствами;

- термическая и радиационная нестойкость. При высокой температуре и под действием излучения органические жидкости распадаются или образуют более сложные вязкие органические соединения. Для очистки органической жидкости от примесей в первый контур должны входить очистительные устройства, что усложняет энергетическую установку;

д) реактор с жидкометалличе-

ским теплоносителем (ЖМТ) – ядерный реактор, использующий в качестве теплоносителя расплавленный металл. Жидкие металлы Bi, Pb, Li, Hg, K, Na, Na-K являются теплоносителями, удовлетворяющими всем требованиям в отношении теплоотвода и ядерных свойств, предъявляемым к энергетическим реакторам на промежуточных и быстрых нейтронах, а также к реакторам-размножителям.

Достоинства реактора с ЖМТ:

- жидкие металлы имеют малую упругость паров. Давление в системе определяется только потерей напора в контуре (давление обычно меньше 7 атм.). Низкое давление существенно упрощает конструкцию и эксплуатацию как реактора, так и вспомогательного оборудования станции;

- высокая температура кипения жидких металлов обеспечивает большую гибкость в работе. Например, если температура теплоносителя на выходе из реактора значительно повысится, то расплавления тепловыделяющего элемента, обусловленного образованием паровой плёнки, как это происходит при охлаждении водой, не произойдет. Допустимые тепловые потоки почти не ограничены критическими тепловыми нагрузками;

- высокая электропроводность жидких щелочных металлов позволяет полностью использовать герметизированные электронасосы (постоянного и переменного тока). По расходу энергии на прокачивание жидкие металлы лишь немногим уступают воде. Из жидких металлов лучшие характеристики по расходу энергии на прокачивание имеют щелочные металлы;

- в отличие от других жидких металлов, Na и Na-K оказывают малое коррозионное и эрозионное воздействие на конструкционные материалы. Соответственно, температура плавления сплава эвтектического состава также самая низкая по сравнению с температурой сплавов другого состава для дан-



ной системы компонентов;

– наиболее дешёвым из жидких металлов является натрий, затем – свинец и калий. Поскольку объём теплопередающей системы обычно относительно невелик, а перезарядка производится редко, затраты на теплоноситель незначительны;

– жидкие металлы являются одноатомными веществами, поэтому проблема радиационных нарушений в теплоносителях не возникает.

Недостатки реактора с ЖМТ:

– щелочные металлы обладают большой химической активностью. Наибольшую опасность представляет реакция с водой. Поэтому в системах с пароводяными циклами должны быть предусмотрены устройства, обеспечивающие взрывобезопасность. Соприкосновение с паром или с кислородом воздуха неопасно (поддерживающейся реакции горения нет), но чтобы избежать окисления металла, соприкосновение его с воздухом должно быть исключено, т. к. окись натрия не растворима в жидком натрии и натрий-калиевой смеси, а включение окислов может привести к закупорке отдельных каналов. Наличие в жидком натрии и натрий-калиевой смеси окислов натрия ухудшает также коррозионные свойства теплоносителей. Натрий и натрий-калиевая смесь должны храниться в среде инертного газа (He, Ar);

– активация теплоносителя приводит к необходимости устраивать для наружной части контура теплопередающей системы биологическую защиту. Решение этой проблемы усложняется при γ -излучении высокой энергии или при тормозном излучении. Изотопы Na и K имеют малые периоды распада, но при загрязнении металла активными примесями с большим периодом распада задача защиты от активности усложняется и требуется создание такой конструкции, которая позволяла бы выводить весь жидкий металл из системы при ее ремонте. Отмеченные обстоя-

тельства вынуждают предъявлять повышенные требования к химической чистоте жидких металлов;

– дополнительные устройства, применение которых необходимо в связи с использованием жидкометаллических теплоносителей, значительно усложняют технологическую схему ядерно-энергетической установки. Это установка для плавления и переадресации жидкого металла в контур (для Na-K-эвтектики плавильный бак не требуется) и устройство для удаления окислов.

– использование жидкого натрия, в частности, его способность проникать в поры графита. Большое количество балластного натрия приводит к потерям нейтронов. Для предотвращения контакта между натрием и графитом последний защищается фольгой из циркония, слабо поглощающего нейтроны;

е) реактор на расплавах солей (жидкосолевого реактора (ЖСР)) – это один из видов ядерных реакторов деления, в которых основой охлаждающей жидкости является смесь расплавленных солей. Эта смесь может работать при высоких температурах (выше – лучше для термодинамической эффективности), оставаясь при этом при низком давлении. Это уменьшает механические напряжения и повышает безопасность. Ядерное топливо жидкое, оно одновременно является теплоносителем, что упрощает конструкцию реактора, уравнивает выгорание топлива, а также позволяет заменять горючее, не останавливая реактор. В качестве теплоносителя используется жидкость на основе фторидов тория-232 (^{232}Th) и урана-233 (^{233}U);

– по роду замедлителя:

а) графит (C), см. графитогазовый реактор, графитоводный реактор;

б) вода (H₂O), см. водо-водяной реактор, ВВЭР;

в) тяжелая вода (D₂O), см. тяжеловодный ядерный реактор;



г) Ве, ВеО;

д) гидриды металлов (соединения водорода с металлами и с имеющими меньшую электроотрицательность, чем водород, неметаллами. Так, например, соединения водорода с галогенами, азотом, кислородом, углеродом и серой не являются гидридами);

е) без замедлителя (реактор на быстрых нейтронах);

– по конструкции:

а) корпусные реакторы – реакторы, активная зона которых находится внутри толстостенного цилиндрического корпуса;

б) каналные реакторы – реакторы, активная зона которых представляет собой набор технологических каналов, расположенных в массе замедлителя. Каждый канал представляет собой герметичную конструкцию, в которой заключены ядерное топливо, системы управления и защиты, а также каналы для прокачки теплоносителя. Технологические каналы не зависят друг от друга и допускают замену без остановки реактора (реактор большой мощности каналный (РБМК));

– по способу генерации пара:

а) реактор с внешним парогенератором (водо-водяной реактор (ВВЭР));

б) кипящий реактор (кипящий водо-водяной реактор (англ. Boiling Water Reactor (BWR)) – тип корпусного водо-водяного ядерного реактора, в котором пар генерируется непосредственно в активной зоне и направляется в турбину. Кроме этого типа реакторов, кипящими могут быть каналные ядерные реакторы графито-водного типа.

Наиболее распространёнными в мире являются водо-водяные (около 62 %) и кипящие (20 %) реакторы.

Бридер

Сегодня существует тенденция к развитию направления коммерческих реакторов на быстрых нейтронах

(бридеров) [5].

Быстрые нейтроны поглощаются ядрами ^{238}U с образованием легкорасщепляющихся ядер плутония, потенциально пригодных для выработки энергии. Это и используется в реакторах-размножителях (бридерах). Здесь в качестве расщепляющегося материала применяется плутоний-239 (^{239}Pu), дающий при каждом распаде по два-три нейтрона. Один из них расходуется на поддержание цепной реакции, а остальные поглощаются ураном-238 с образованием плутония-239, т. е. нового ядерного топлива. Таким образом, реактор как бы сам «высиживает» для себя новое топливо, причем в идеальном случае – даже большее количество, чем расходует. Этот механизм в незначительном масштабе реализуется и в других типах реакторов. ^{238}U намного более доступен, чем другие изотопы, и если в ближайшие столетия не удастся найти более безопасные энергоресурсы, то бридеры, несмотря на большие технические проблемы при их строительстве, вероятно, станут важным элементом мировой энергетики. С помощью бридерной технологии можно вырабатывать энергию из бесполезного для других реакторов ^{238}U , превращая его в расщепляемый материал, и таким образом использовать природный уран в 60 раз эффективнее, чем обычно. Превращение ^{238}U в плутоний лучше проходит под действием быстрых нейтронов, чем медленных. В бридерах на быстрых нейтронах для расщепления используют именно быстрые нейтроны, и для нормальной работы в топливе должно быть повышенное содержание расщепляющегося материала, поэтому тепловыделяющие элементы в таких реакторах содержат 20...30 % плутония и 70...80 % ^{238}U . Вследствие этого в бридеры на быстрых нейтронах загружают в 10 раз больше расщепляющегося материала, чем в ранее описанные типы реакторов, что, конечно, влечет за собой всевозможные трудности, опас-



ности и проблемы. Собственно реактор состоит из тепловыделяющих элементов, которые вырабатывают энергию, и воспроизводящих элементов, в которых формируется новый расщепляемый материал. Из-за повышенного содержания этого материала очень высок и уровень теплоотдачи. Поэтому реактор охлаждаются жидким натрием, имеющим очень высокую теплопроводность, но, в отличие от воды, не выполняющим функцию замедлителя нейтронов. Итак, первичный натриевый контур отводит тепло от сердечника и передает его на вторичный натриевый контур, который превращает воду в пар, вращающий турбины для выработки электроэнергии. Считается, что к 2050 г. более 50 % всех реакторов в мире будут бридеры.

Белорусская АЭС – АЭС 2006

В 2018 г. планируется к вводу первый из двух энергоблоков Белорусской АЭС с реакторами ВВЭР-1200 поколения «3+». Строительство АЭС начато в 2006 г. Структурная схема электростанции на базе водо-водяного энергетического реактора (ВВЭР) приведена на рис. 1. Как уже отмечалось ранее, данный тип реакторов является наиболее безопасным в эксплуатации. Новое поколение «3+» реакторов ВВЭР характеризуется рядом инновационных решений в области строительства реакторов, технологических защит и защиты окружающей среды.

Энергетический реактор ВВЭР-1200 предназначен для выработки тепловой энергии за счет цепной реакции деления атомных ядер. Реактор водо-водяной, гетерогенный, корпусного типа, работающий на тепловых нейтронах с водо-водяным теплоносителем-замедлителем (вода под давлением). Реактор представляет собой вертикальный цилиндрический корпус с эллиптическим днищем, внутри которого размещаются активная зона и внутрикорпусные устройства.

Сверху реактор герметично закрыт крышкой с установленными на ней приводами механизмов и органов регулирования и защиты реактора и патрубками для вывода кабелей датчиков внутриреакторного контроля. Крепление крышки к корпусу осуществляется шпильками. В верхней части корпуса имеются патрубки для подвода и отвода теплоносителя (по два патрубка на петлю), расположенные в два ряда, а также патрубки для аварийного подвода теплоносителя при разгерметизации первого контура.

Эволюционный путь совершенствования таких реакторных установок характеризуется существенным изменением основных параметров и характеристик реакторов: повышением средней энергонапряженности урана до 45,5 кВт/кг, электрической мощности до 1200 МВт, возрастанием давления теплоносителя в корпусе реактора до 15,7 МПа, увеличением скорости теплоносителя для охлаждения стержней с топливом до 5 м/с. Выгорание топлива увеличено до 50 МВт·сут/кг. Важным является создание высоконадежных корпусов реактора из материалов повышенной радиационной стойкости.

В результате планомерной работы ресурс оборудования и срок эксплуатации станций увеличен до 60 лет. Из-за особенностей физических свойств воды в докритическом состоянии (слабой зависимости температуры насыщения от давления в интервале свыше 12 МПа) изменения температуры теплоносителя на выходе из реакторов ВВЭР не столь значительны и составляют до 325 °С.

Применение в конструкции реактора ВВЭР-1200 корпуса с двухрядным расположением патрубков позволяет уменьшить габариты корпуса по патрубкам в плане по сравнению с однорядным, а также упрощает схему циркуляции теплоносителя в реакторе за счет разделения потока теплоносителя



сплошной кольцевой перегородкой.

Принудительная циркуляция теплоносителя осуществляется по четырем замкнутым петлям первого контура за счет работы главных циркуляционных насосов (ГЦН). Вода первого контура, охлажденная в парогенераторах, поступает в реактор через нижний ряд напорных патрубков, проходит вниз по кольцевому зазору между корпусом и внутрикорпусной шахтой, затем через перфорированное эллиптическое днище и опорные трубы шахты входит в тепловыделяющие сборки (ТВС). Из ТВС через перфорированную нижнюю плиту БЗТ теплоноситель выходит в межтрубное пространство, а далее через кольцевой зазор между шахтой и корпусом и через четыре верхних выходных патрубка корпуса выходит из реактора.

Нагрев воды осуществляется в активной зоне за счет тепловыделения топливных элементов (ТВЭЛ), которые заполнены слабообогащенной двуокисью урана-235. В настоящее время на всех АЭС с ВВЭР-1200 реализован трехлетний топливный цикл, т. е. каждая ТВС используется в реакторе в течение четырех кампаний.

Создаваемый блок ВВЭР-1200 – это не только реактор высокой мощности, он имеет и улучшенные характеристики ядерной безопасности. За счет своей компактности санитарно-защитная зона станции сокращается в несколько раз.

ВВЭР-1200 имеет глубокоэшелонированную четырехкратную защиту на пути выхода радиоактивной продукции в случае аварии. Причем эта защита вводится в действие автоматически и представляет собой сочетание активных систем, связанных с запуском насосных агрегатов, работающих на электроэнергии извне, а также пассивных систем, не требующих подвода электроэнергии, а срабатывающих за счет энергии, накопленной в них самих.

Одна из инженерных идей, выраженных в проекте реактора ВВЭР-1200, – блок будет оснащен системой пассивного отвода тепла. С помощью подобной системы можно совершенно безопасно для населения и персонала отводить тепло, лишнее какого-либо присутствия углекислого газа, в воздушное пространство, являющееся почти бесконечным поглотителем тепла. Оригинальной «новинкой» атомного блока является также то, что все оборудование и радиоактивные вещества будут сконцентрированы под двойной железобетонной оболочкой, абсолютно герметичной. В случае чрезвычайного происшествия это позволит удержать всю «радиоактивную грязь» внутри, в полной изоляции от внешнего мира. Двойная оболочка – это еще и антитеррористический прием, она рассчитана выдержать падение самолета. На случай нештатной ситуации в конструкции предусмотрена и ловушка для расплавленного топлива.

Распределение атомной энергии в мире

Существует следующее распределение выработки электроэнергии посредством атомных электростанций:

– св. 10 ГВт (США, Франция, Япония, Россия, Германия, Южная Корея, Украина, Канада, Великобритания, Китай);

– св. 2 ГВт (Швеция, Испания, Бельгия, Тайвань, Индия, Чехия, Швейцария, Финляндия);

– св. 1 ГВт (Болгария, Бразилия, ЮАР, Венгрия, Словакия, Румыния, Мексика, Иран);

– до 1 ГВт (Аргентина, Словения, Нидерланды, Пакистан, Армения).



Выводы

Представлены классификация реакторов атомных электростанций,

распределение производства атомных станций в мире, рассмотрены перспективы развития данного направления в энергетике.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Атомная электростанция. Структурная схема [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/students/animated-pwr.html>. – Дата доступа: 30.09.2017.
2. Левин, В. Е. Ядерная физика и ядерные реакторы / В. Е. Левин. – 4-е изд. – Москва : Атомиздат, 1979. – 288 с. : ил.
3. Дементьев, Б. А. Ядерные энергетические реакторы / Б. А. Дементьев. – Москва : Энергоатомиздат, 1990. – 351 с. : ил.
4. Основы теории и методы расчёта ядерных энергетических реакторов / Под ред. Г. А. Батя. – Москва : Энергоиздат, 1982. – 511 с. : ил.
5. Бридер [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://www.iaea.org/Publications/Magazines/Bulletin/Bull155/15504702426.pdf>. – Дата доступа: 30.09.2017.

Статья сдана в редакцию 4 октября 2017 года

Николай Александрович Автушенко, канд. техн. наук, доц., Белорусско-Российский университет.
E-mail: abay@tut.by.

Геннадий Сергеевич Ленеvский, канд. техн. наук, доц., Белорусско-Российский университет.
Тел.: +375-222-22-38-45.

Nikolai Aleksandrovich Avtushenko, PhD (Engineering), Associate Prof., Belarusian-Russian University.
E-mai: abay@tut.by.

Gennady Sergeevich Lenevsky, PhD (Engineering), Associate Prof., Belarusian-Russian University.
Phone: +375-222-22-38-45.

