

ОБЗОР СОВРЕМЕННЫХ ТЕНДЕНЦИЙ И ОСНОВНЫХ КОНСТРУКТИВНЫХ РЕШЕНИЙ ДЛЯ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК МАЛОЙ МОЩНОСТИ

И.С. Худяков

ORCID: **0000-0002-6375-9124** e-mail: **ilia.kh@nstuedu.com**

Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева
Нижний Новгород, Россия

Г.Н. Власичев

ORCID: **0000-0003-2705-1900** e-mail: **vlas@mts-nn.ru**

Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева
Нижний Новгород, Россия

Представлен обзор основных проектов реакторных установок малой мощности, проанализированы основные тенденции их развития, а также современные конструктивные решения; изложены основные физические принципы реакторов данного типа. Рассмотрены эксплуатационные, производственные, конструктивные и строительно-монтажные особенности, обосновывающие экономическую эффективность реакторов малой мощности в современных реалиях. Объектом исследования выступают проекты маломощных и модульных реакторов, реализуемые как в России, так и за рубежом. Рассмотрены четыре основных типа установок: с реакторами на легкой воде, с реакторами на быстрых нейтронах, с высокотемпературными реакторами с графитовым замедлителем и различными видами реакторов с жидкосолевым теплоносителем. Сделан вывод о превалировании в настоящее время водо-водяных реакторов, а также реакторов на быстрых нейтронах, что коррелирует с тенденциями в области энергетических реакторов большой мощности. В зарубежных проектах интенсивно развиваются высокотемпературные газоохлаждаемые и жидкосолевыми реакторы малой мощности.

Ключевые слова: реакторы малой мощности, реакторы на легкой воде, высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы, реакторы на быстрых нейтронах, жидкосолевыми реакторы.

ДЛЯ ЦИТИРОВАНИЯ: Худяков, И.С. Обзор современных тенденций и основных конструктивных решений для реакторных установок малой мощности / И.С. Худяков, Г.Н. Власичев // Труды НГТУ им. Р.Е. Алексеева. 2021. №2. С. 50-59. DOI: 10.46960/1816-210X_2021_2_50

OVERVIEW OF CURRENT TRENDS AND BASIC DESIGN SOLUTIONS FOR LOW-POWER REACTOR PLANTS

I.S. Khudyakov

ORCID: **0000-0002-6375-9124** e-mail: **ilia.kh@nstuedu.com**

Nizhny Novgorod state technical university n.a. R.E. Alekseev
Nizhny Novgorod, Russia

G.N. Vlasichev

ORCID: **0000-0003-2705-1900** e-mail: **vlas@mts-nn.ru**

Nizhny Novgorod state technical university n.a. R.E. Alekseev
Nizhny Novgorod, Russia

Abstract. Overview of basic projects of low-power reactor plants is presented, basic trends of development therefore, as well as modern design solutions are analyzed, and the basic physical principles of reactors of this type are outlined. Operational, production, design, construction and installation features that validate feasibility of economic efficiency of low-power reactors in modern realities are considered. Subjects of the study are projects of low-power and modular reactors implemented both in Russia and abroad. Four main types of plants are considered: those with light water reactors, those with fast neutron reactors, those with high-temperature graphite-moderated reactors, and various

types of reactors with liquid-salt coolant. It is concluded that pressurized water reactors, as well as fast neutron reactors currently prevail, which correlates with trends in the field of high-power reactors. High-temperature gas-cooled and liquid-salt low-power reactors are intensively developed in foreign projects.

Key words: low-power reactors, light water reactors, high-temperature gas-cooled reactors, fast reactors, molten salt reactors.

FOR CITATION: Khudyakov I.S, Vlasichev G.N. Overview of current trends and basic design solutions for low-power reactor plants. Transactions of NNSTU n.a. R.E. Alekseev. 2021. №2. P. 50-59.
DOI: 10.46960/1816-210X_2021_2_50

Введение

В настоящее время в атомной энергетике наблюдается тенденция к разработке маломощных реакторных установок (РУ). Это обусловлено как значительной потребностью в обслуживании небольших электрических сетей около 4 ГВт, так и высокими капитальными затратами на крупные энергетические реакторы. Ядерные энергетические установки малой мощности также широко распространены на судах.

Согласно определению МАГАТЭ, под реакторами малой мощности понимают реакторы мощностью до 300 МВт (электрических), средней мощности – до 700 МВт (электрических). В совокупности они обозначаются как малые и средние реакторы (SMRs – *small and medium reactors*). В то же время аббревиатура SMR чаще всего применяется для обозначения «малых модульных реакторов» (*small modular reactor*), которые проектируются для серийного производства, а также как элемент ядерной энергетической установки высокой мощности. Подкатегория реакторов сверхмалой мощности (vSMRs – *very small reactors*) представляет собой объединение реакторов мощностью до 15 МВт (электрических); они имеют большое значение для удаленных регионов. Существует несколько сценариев размещения реакторных установок малой мощности: отдельно или в виде модулей в составе более крупного комплекса, также есть возможность наращивания в случае необходимости мощности энергетического комплекса. В настоящее время существует запрос на разработку маломощных реакторных установок, с возможностью работать автономно для удаленных регионов. Маломощные установки рассматриваются в качестве объекта для более оптимальных капиталовложений по сравнению с установками большой мощности, большая стоимость которых приводит к долгой окупаемости установки при существующей стоимости электроэнергии. Еще одной причиной интереса к маломощным реакторным установкам является возможность легкой установки на заброшенных площадках, где располагаются выведенные из эксплуатации угольные электростанции – более чем 90 % из них имели мощность до 500 МВт (электрических). В США угольные электростанции (на данный момент выводимые из эксплуатации) в 2010-2012 гг. имели в совокупности мощность в среднем 97 МВт (электрических), а ожидающие вывода из эксплуатации до 2025 г. – в среднем 145 МВт.

В данной работе рассматриваются в основном передовые проекты – те, которые либо строятся впервые, либо находятся на стадии проектирования; большинство еще только разрабатывается. Рассмотрены четыре основных типа установок: с реакторами на легкой воде, с реакторами на быстрых нейтронах, с высокотемпературными реакторами с графитовым замедлителем и различными видами реакторов с жидкосолевым теплоносителем. Первый тип реакторов наиболее безопасен, однако второй может быть спроектирован с меньшими габаритами в силу меньшего давления в теплоносителе. Разработки маломощных реакторов в западных странах хорошо финансируются частными инвесторами, включая небольшие компании. Участие подобных инвесторов свидетельствует о значительном сдвиге от осуществляемых под руководством правительства, а также финансируемых им ядерных исследований и разработок к проектам, которые реализуются под руководством частных предпринимателей с четкими целями, часто связанными с интересами общественности. Часто они подразумевают внедрение доступной экологически чистой энергии без выбросов углекислого газа.

В отчете Института энергетической политики Чикагского университета за 2011 г. для Министерства энергетики США [1] сказано, что малые реакторы могут значительно снижать финансовые риски, связанные с электростанциями большой мощности, потенциально позволяя малым реакторам эффективно конкурировать с другими источниками энергии. Июньский отчет 2016 г. Министерства энергетики г. Онтарио выделяет девять основных концепций малых реакторов мощностью до 25 МВт (электрических) для удаленных внесетевых районов. Все проекты находятся на среднем уровне готовности, но ожидается, что они будут конкурентоспособны по отношению к дизельному топливу. Два проекта – интегральные водяные энергетические реакторы, электрической мощностью 6,4 и 9 МВт; три – высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (ВТГР), 5, 8 и 16 МВт; два – быстрые реакторы с натриевым теплоносителем (БН), 1,5/2,8 и 10 МВт; один – быстрый реактор со свинцовым теплоносителем, 3-10 МВт; один – реактор с жидкосольевым теплоносителем, 32,5 МВт. Четыре проекта из указанных имеют электрическую мощность до 5 МВт [2].

В целом ожидается, что современные маломощные энергетические реакторы, особенно модульные, будут иметь значительную простоту конструкции, малые сроки строительства и более низкую стоимость при серийном производстве в пределах одного завода. Многие подобные реакторы также проектируются с большим числом пассивных систем безопасности и с широким использованием саморегулирования. Также при проектировании для большинства реакторов предусматривается возможность подземного размещения, что дает высокую защищенность от террористических атак и снижает вероятность попадания радиоактивных веществ в атмосферу. В докладе специального комитета Американского ядерного общества за 2010 г. отмечено, что большинство необходимых или, по крайней мере, разумных норм безопасности, используемых в реакторах большой мощности, можно не принимать во внимание при проектировании маломощных реакторов. Это в значительной степени связано с большим отношением их площади поверхности к объему (и тепловой мощности) по сравнению с реакторами большой мощности. Следовательно, большинство разработок для систем безопасности, включая системы отвода тепла в больших реакторах, в реакторах малой мощности не требуются.

В то же время необходимо отметить, что основной проблемой для маломощных реакторов является лицензирование, поскольку стоимость лицензии на разработку, строительство и эксплуатацию сопоставима со стоимостью для реакторов большой мощности. Отчет Всемирной ядерной ассоциации за 2015 г. [3], посвященный стандартизации лицензирования маломощных реакторов и унификации требований нормативного регулирования, объясняет их огромный потенциал рядом факторов:

- в связи с их малыми размерами, данные реакторы могут быть полностью собраны на заводе-изготовителе, а затем установлены модуль за модулем, с гарантированным повышением эффективности и качества сборки;
- экспорт в страны со слабыми энергосетями и небольшим опытом в освоении ядерной энергетики, представляется возможным в связи с малыми габаритами и особенностями пассивных систем безопасности;
- размеры, эффективность строительства и системы пассивной безопасности (использующиеся в меньших количествах) могут привести к упрощению финансирования по сравнению с более крупными установками;
- достижение «экономии серийного производства» для конкретного проекта малого реактора в дальнейшем еще сильнее сократит расходы.

Помимо этого, Всемирная ядерная ассоциация отмечает следующие характеристики малых реакторов:

- малую мощность, компактность и обычно большее использование пассивных элементов, (меньшую зависимость от активных систем безопасности и дополнительных насосов, а также источников переменного тока);

- компактность, дающую возможность реализовать помодульное изготовление (в пределах одного завода), что также позволяет внедрить более высокие стандарты качества;
- снижение количества радиоактивных веществ, которые выбрасываются в атмосферу в случае аварии, и пониженную концентрацию накопленных радиоактивных нуклидов в реакторе, обусловленную меньшей мощностью;
- потенциальную возможность размещения под водой или под землей, обеспечивающую повышенную защиту реакторных установок от природных (например, землетрясений или цунами) или техногенных (например, падение самолета) катастроф;
- модульную конструкцию и размеры, позволяющие иметь несколько блоков на одной площадке;
- возможность демонтажа реакторного модуля либо вывода его из эксплуатации «на месте» после окончания срока службы.

Рассматриваются следующие возможные варианты применения маломощных реакторных установок [3]:

- электро- и теплоснабжение в труднодоступных и удаленных районах;
- научные и прикладные исследования студентов вузов ядерного направления;
- подготовка специалистов, работающих на АЭС (дает возможность подробно смоделировать условия работы на АЭС по сравнению с существующими тренажерами);
- электро- и теплоснабжение в странах, где нет собственной атомной энергетики или научно-технический уровень не может обеспечить постройку собственных станций (при эксплуатации длительное время в режиме саморегулирования).

В 2009 г. в Международном проекте по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам МАГАТЭ был сделан вывод, что в мире к 2030 г. будут работать 96 маломощных модульных реакторов (в настоящее время насчитывается более 125 работающих реакторов малой и средней мощности – электрической мощностью до 700 МВт и 17 – в процессе постройки в 28 странах, общей электрической мощностью 57 ГВт). Также МАГАТЭ развивает проект о многозадачном малом реакторе на легкой воде с интегральными парогенераторами и естественной циркуляцией теплоносителя. В 2003 г. Министерство энергетики США опубликовало доклад о разработке такого реактора [2].

Основные проекты маломощных реакторных установок

Далее рассматриваются основные проекты маломощных и модульных реакторов, реализуемые как в России, так и за рубежом. По данным отчета МАГАТЭ «Разработка маломощных и модульных ядерных реакторов» [4] и Всемирной ядерной ассоциации, во многих странах (Россия, США, Канада, Япония и др.) активно используются ядерные установки малой мощности, параллельно идет процесс их разработки, проектирования и строительства. Далее приведена информация, позволяющая продемонстрировать современные проекты в области реакторов малой мощности.

В табл. 1 приведен список маломощных реакторных установок, эксплуатируемые в настоящее время.

Таблица 1.

Маломощные реакторные установки, находящиеся в эксплуатации

Table 1.

Low-power reactors in operation

Название	Мощность	Тип реактора	Компания и страна-разработчик
CNP-300	300 MWe	PWR	SNERDI/CNNC, Pakistan & China
PHWR-220	220 MWe	PHWR	NPCIL, India
EGP-6	11 MWe	LWGR	at Bilibino, Siberia (cogen, soon to retire)
KLT-40	35 MWe	PWR	OKBM, Russia
KLT-40S	35 MWe	PWR	OKBM, Russia
RITM-200	50 MWe	Integral PWR, civil marine	OKBM, Russia

В табл. 2 представлены строящиеся реакторные установки.

Таблица 2.

Строящиеся маломощные реакторные установки

Table 2.

Low-power reactors under construction

Название	Мощность	Тип реактора	Компания и страна-разработчик
CAREM-25	27 MWe	Integral PWR	CNEA & INVAP, Argentina
HTR-PM	210 MWe	Twin HTR	INET, CNEC & Huaneng, China
ACP50S	60 MWe	PWR	CGN, China
RITM-400	60 MWe	Integral PWR, civil marine	OKBM, Russia

В табл. 3 представлены реакторные установки, которые находятся на финальных стадиях проектирования.

Таблица 3.

Маломощные реакторные установки на финальных стадиях проектирования

Table 3.

Low-power reactors at final design stages

Название	Мощность	Тип реактора	Компания и страна-разработчик
VBER-300	300 MWe	PWR	OKBM, Russia
NuScale	60 MWe	Integral PWR	NuScale Power + Fluor, USA
SMR-160	160 MWe	PWR	Holtec, USA + SNC-Lavalin, Canada
ACP100/Linglong One	125 MWe	Integral PWR	NPIC/CNPE/CNNC, China
SMART	100 MWe	Integral PWR	KAERI, South Korea
BWRX-300	300 MWe	BWR	GE Hitachi, USA
PRISM	311 MWe	Sodium FNR	GE Hitachi, USA
ARC-100	100 MWe	Sodium FNR	ARC with GE Hitachi, USA
Integral MSR	192 MWe	MSR	Terrestrial Energy, Canada
BREST	300 MWe	Lead FNR	RDIPE, Russia
RITM-200M	50 MWe	Integral PWR	OKBM, Russia

В табл. 4 представлены проекты реакторных установок, находящиеся на ранних стадиях разработки.

Таблица 4.

Маломощные реакторные установки на ранних стадиях разработки

Table 4.

Low-power reactors at early stages of development

Название	Мощность	Тип реактора	Компания и страна-разработчик
EM2	240 MWe	HTR, FNR	General Atomics (USA)
VK-300	300 MWe	BWR	NIKIET, Russia
AHWR-300 LEU	300 MWe	PHWR	BARC, India
CAP200 LandStar-V	220 MWe	PWR	SNERDI/SPIC, China
SNP350	350 MWe	PWR	SNERDI, China
ACPR100	140 MWe	Integral PWR	CGN, China
IMR	350 MWe	Integral PWR	Mitsubishi Heavy Ind, Japan
Westinghouse SMR	225 MWe	Integral PWR	Westinghouse, USA
mPower	195 MWe	Integral PWR	BWXT, USA
Rolls-Royce SMR	220+ MWe	PWR	Rolls-Royce, UK
PBMR	165 MWe	HTR	PBMR, South Africa
HTMR-100	35 MWe	HTR	HTMR Ltd, South Africa
Xe-100	75 MWe	HTR	X-energy, USA
SVBR-100	100 MWe	Lead-Bi FNR	AKME-Engineering, Russia
Westinghouse LFR	300 MWe	Lead FNR	Westinghouse, USA
TMSR-SF	100 MWt	MSR	SINAP, China
PB-FHR	100 MWe	MSR	UC Berkeley, USA
Integral MSR	192 MWe	MSR	Terrestrial Energy, Canada
Moltex SSR-U	150 MWe	MSR/FNR	Moltex, UK
Moltex SSR-W global	150 MWe	MSR	Moltex, UK
Thorcon MSR	250 MWe	MSR	Martingale, USA
Leadir-PS100	36 MWe	Lead-cooled	Northern Nuclear, Canada

Физические и конструктивные особенности различных типов реакторных установок малой мощности

Рассмотрим более подробно типы реакторных установок, которые эксплуатируются, строятся и проектируются в настоящее время. Для начала следует рассмотреть реакторы на легкой воде. Замедлителем и теплоносителем в данных реакторах является обычная вода. Легководные реакторы имеют наименьший технологический риск, поскольку они во многом похожи на работающие сегодня энергетические реакторы большой мощности и реакторы, используемые в судовых установках. Реакторы на легкой воде в основном работают на топливе, обогащенном менее чем на 5 % по урану-235, с интервалами между перегрузками топлива не более 6 лет, и нормативные барьеры к постройке подобных реакторов фактически наименьшие среди всех типов маломощных реакторов.

Опыт эксплуатации в США маломощных реакторов на легкой воде заключался в постройке небольших военных электростанций (в основном, с реакторами типа PWR), например, РМ-2А мощностью 10 МВт тепловых и 1,56 МВт электрических в Кэмп Сенчури на севере Гренландии. Он работал в 1960-1964 гг. на высокообогащенном урановом топливе. Другим был реактор РМ-3А мощностью 9 МВт тепловых, 1,75 МВт электрических (нетто), действовавший в проливе Мак-Мердо в Антарктиде в 1962-1972 гг. Он использовал высокообогащенное урановое топливо и перегружался один раз в 1970 г. Это были результаты программы разработок сухопутных войск в области ядерной энергетики для создания маломощных реакторов от 0,1 до 40 МВт. Данная программа продолжалась вплоть до 1977 г. В 2010 г. проект легкоразвертываемых реакторов для выработки электроэнергии (*DEER*) был запущен в серийное производство компанией *Radix Power & Energy*. Реакторы этого проекта планируются сделать портативными и герметичными, способными работать в диапазоне от 10 до

50 МВт электрических, и они должны будут использовать топливо, применяемое в исследовательских реакторах *Triga*.

Некоторые успешные наработки по маломощным реакторам были взяты из национальной программы, запущенной в 1950-х гг. Одной из них была АЭС *Big Rock Point* с реактором кипящего типа мощностью 67 МВт электрических, действовавшим в течение 35 лет до 1997 г. Комиссия по ядерному регулированию США фокусируется на маломощных легководных реакторах с использованием традиционного топлива типа *B&W*, *Westinghouse*, *NuScale* и *Holtec*, включая интегральные типы (*B&W*, *Westinghouse*, *NuScale*). В США крупные инженерно-строительные компании приняли активное участие в двух проектах: *Fluor* в *NuScale* и *Bechtel* в *B&W mPower* [5]. Помимо этого, комиссия намерена в полной мере использовать знания и опыт других стран по проектам без использования легкой воды, она предусматривает ключевую роль в будущих международных регулирующих инициативах. В проектах КЛТ, ВВЭР и *Holtec* маломощные реакторные установки имеют обычные корпуса высокого давления и внешние парогенераторы (петлевая схема). В других проектах в основном используется система подачи пара внутри корпуса высокого давления («интегральная» конструкция *PWR*).

На данный момент существуют три новые концепции, которые можно рассматривать в качестве альтернативы традиционным наземным атомным электростанциям. Первым проектом является плавучая атомная теплоэлектростанция (*FNPP*), разработанная в России с двумя реакторами КЛТ-40С, аналоги которых применяются на ледоколах. Она была сдана в промышленную эксплуатацию 22 мая 2020 г. Среди аналогичных разработок можно выделить китайский проект *ACP100* с маломощным реактором, а также французскую подводную электростанцию *Flexblue* с реактором мощностью 50-250 МВт электрических. Реакторы на быстрых нейтронах обладают более высокой топливной экономичностью и имеют более длинную топливную кампанию, но для них необходимо разработать новое техническое обоснование безопасности. Они не имеют замедлителя, обладают большим потоком нейтронов и обычно охлаждаются жидким металлом: натрием, свинцом или сплавом свинец-висмут с высокой проводимостью и температурой кипения. Оба теплоносителя могут использоваться при давлении, сопоставимом с атмосферным, что упрощает проектирование и снижает стоимость. Их высокотемпературная работа обеспечивает высокий термодинамический КПД. Также стоит отметить, что у этих теплоносителей есть существенные ограничения: натрий легко воспламеняется и бурно реагирует с водой, в свою очередь, свинец или сплав свинец-висмут не реагируют с водой, но при этом подвержены коррозии. Реакторы на быстрых нейтронах работают при давлении в первом контуре на уровне атмосферного и имеют пассивные функции безопасности. Это устраняет необходимость сопутствующих расходов на дополнительные узлы и резервные системы безопасности, необходимые другим устройствам для защиты от утечки теплоносителя. По аналогии с водо-водяными реакторами, у большинства быстрых натриевых реакторов автоматическое регулирование мощности достигается благодаря обратной связи по реактивности – ослабление потока теплоносителя приводит к более высокой температуре активной зоны, что замедляет реакцию деления. Быстрые реакторы обычно используют регулирующие стержни из карбида бора.

Маломощные реакторы на быстрых нейтронах предназначены для заводского изготовления и транспортируются на место на грузовике, поезде или барже, а затем отправляются обратно или в региональный центр ядерного топливного цикла в конце срока службы. Обычно их устанавливают под землей и, соответственно, большое отношение площади поверхности к объему имеет хороший потенциал для пассивной системы охлаждения. Утилизация возможна для целой единицы после удаления топлива для переработки, а также без отделения отработавшего топлива в хранилище. На данный момент существуют две альтернативы для жидкого металла в качестве теплоносителя: газ и соль. *General Atomics* анонсировала концепцию быстрого реактора с газовым теплоносителем – модель *Energy Multiplier (EM2)*. Эта концепция также реализуется по программе «*Generation IV*» на строящемся

французском проекте быстрого газового реактора *ALLEGRO*. Жидкосолевой теплоноситель применяется в концепции быстрого реактора с расплавленным хлоридом, разработанной *Southern Company Services* в США в сотрудничестве с *TerraPower*, Национальной лабораторией Ок-Ридж и *EPRI* [6]. Также свинцовая версия стабильного солевого реактора *Moltex* работает на быстрых нейтронах. Весьма популярными проектами маломощных реакторов также являются высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы. Они используют графит в качестве замедлителя (за исключением реакторов на быстрых нейтронах), а также гелий, диоксид углерода или азот в качестве теплоносителя первого контура. Английский усовершенствованный газоохлаждаемый реактор – единственный ВТГР, который использует CO_2 в качестве теплоносителя первого контура. Данный тип реакторов является чрезвычайно перспективным, особенно в свете планов США по созданию АЭС нового IV поколения (*NGNP*) и запуска Китайского проекта *HTR-PM*. В проектах *NGNP* предполагается использовать топливо в виде кернов, прочный корпус реактора и гелиевый теплоноситель. Три проекта ВТГР, в частности, *PBMR*, *GT-MHR* и *SC-HTGR Areva*, были претендентами для проекта *NGNP* следующего поколения реакторов в США. В 2012 г. был избран *Areva*. Однако, несмотря на опыт нескольких инновационных реакторов, построенных в 1960-1970-х гг., и программу «*Generation IV*», финансирование правительством США проекта *NGNP* на данный момент практически прекратилось, и технологическое лидерство перешло к Китаю. Единственным действующим проектом ВТГР является китайский *HTR-PM*.

На сегодняшний день активно ведется разработка современных высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР), такие реакторы смогут достигать температуры гелия до 700-950 °С и, в конечном итоге, до 1000 °С. Их применение возможно либо в качестве источников тепла использованием дополнительных теплообменников (по типу АСТ), либо для генерации пара во втором контуре через парогенераторы или непосредственно для приведения в действие газового цикла Брайтона для получения электричества с термическим КПД почти 50 % (эффективность увеличивается примерно на 1,5 % при каждом приращении на 50 °С). Но пониженный интерес к проведению прямого брайтонского цикла обусловлен очень высоким технологическим риском. Опасность заключается в том, что трение топлива приводит к образованию радиоактивной графитовой пыли. Разработанные в последнее десятилетие технологии и инновации в металлургии делают ВТГР заметно практичнее, чем в прошлом, однако высокая надежность компонентов топлива и реакторов возможна только благодаря прямому циклу работы.

Топливо для этих реакторов находится в форме микротовзлов – частиц диаметром менее миллиметра. Каждый микротовзл содержит в себе ядро (около 0,5 мм) оксикарида урана (или диоксид урана), при этом уран обогащен до 20 % U-235. Ядро окружено слоями углерода и карбида кремния, что обеспечивает локализацию продуктов деления, которые стабильны до более чем 1600 °С. Эти частицы могут быть расположены в блоках, представляющих собой шестигранные призмы или сферы из графита. Каждый блок содержит более 15 000 частиц топлива. Получается бóльший объем использованного топлива (в 20 раз), чем при той же мощности в реакторе на легкой воде, из-за того, что шаровой тепловыделяющий элемент представляет собой в основном графит и содержит менее одного процента урана. Тем не менее, используемое топливо в целом менее радиоактивно и дает меньше остаточных тепловыделений из-за более глубокого выгорания топлива.

ВТГР могут потенциально использовать смешанное ториевое топливо, такое как высокообогащенный или низкообогащенный уран с Th, U-233 с Th и Pu с Th. Большая часть опытов по использованию ториевого топлива была проведена на ВТГР [7]. ВТГР от природы безопасны в силу отрицательного температурного коэффициента реактивности (реакция деления замедляется по мере увеличения температуры) и пассивного отвода остаточных тепловыделений. Дополнительным преимуществом ВТГР является то, что они не требуют строительства защитной оболочки, достаточно малы, что позволяет реализовать фабричное изготовление, и обычно устанавливаются ниже уровня земли. Также стоит рассмотреть жидкосо-

левые реакторы, использующие расплавленные фторидные соли в качестве теплоносителя первого контура при низком давлении. Литиево-бериллиевый фторид и фторид лития остаются жидкими до 1400 °С без нагнетания давления, что заметно контрастирует с параметрами PWR, который работает при температуре около 315 °С и давлении 160 атм. В большинстве конструкций топливо растворяется в теплоносителе первого контура.

В течение 1960-х гг. США разработали концепцию жидкосолевого реактора в качестве основного резервного варианта для реактора-бридера на быстрых нейтронах и создали небольшой прототип ядерного реактора с мощностью 8 МВт тепловых – экспериментального на расплавах солей, разрабатываемого в Ок-Ридже в течение четырех лет до 1969 г. (программа MSR – 1957-1976 гг.) В настоящее время возобновляется интерес к данной концепции в Японии, России, Китае, Франции и США. Также одним из шести проектов *Generation IV*, выбранным для дальнейшего развития, является реактор с жидкосолевым теплоносителем (*MSR*). Обычно в *MSR* топливо представляет собой расплавленную смесь солей лития и фторида бериллия (FLiBe) с обогащенными (до 33 %) растворенными тетрафторидами U-235 или U-233 урана (UF₄). Литий, используемый в солях первого контура, должен в основном состоять из Li-7, так как Li-6 образует тритий при делении под воздействием нейтронов, а Li-7 имеет очень маленькое сечение активации. Это означает, что природный литий нужно обогащать, а это дорогостоящий процесс. Чистый Li-7 обычно не используется в солях теплоносителя второго контура. Но даже при обогащенном литии образуется немного трития, и его необходимо выводить из теплоносителя. Активная зона состоит из неохлажденного графитового замедлителя, где поддерживается поток соли при температуре от 700 до 860 °С и при низком давлении. Возможны гораздо более высокие температуры, но экспериментально это еще не подтверждено.

В реакторах данного типа подразумевается трехконтурная схема: тепло переносится от первого контура к соли второго контура, а затем идет на генерацию пара в третьем. В силу специфической активной зоны основные конструктивные решения у жидкосолевых реакторов отличаются от решений для реакторов на быстрых нейтронах с металлическим теплоносителем. При применении небольшого количества графитового замедлителя реактор может быть надтепловым (промежуточный спектр нейтронов), а коэффициент воспроизводства – меньше единицы. Торий может быть растворен с ураном в виде однокомпонентной (гомогенной) жидкости. Двухжидкостные или гетерогенные *MSR* будут использовать соль, богатую торием во втором контуре, в отдельности от топливной соли, содержащей делящийся уран, и могут работать в качестве реактора-размножителя. Во всех случаях используются соли во втором контуре. Продукты деления растворяются в топливной соли и могут непрерывно удаляться или регенерировать в процессе работы и заменяться делящимся ураном или, возможно, Th-232 или U-238. Актиниды остаются в реакторе до тех пор, пока они не распадутся или не превратятся в высшие актиниды, которые могут делиться. Жидкое топливо имеет отрицательный температурный коэффициент реактивности и устойчиво отрицательный пустотный коэффициент реактивности, что обеспечивает пассивную безопасность. Если температура топлива увеличивается, реактивность уменьшается. Таким образом, *MSR* обладает значительной маневренностью, когда увеличение теплоотдачи приводит к повышению температуры теплоносителя. Первичное регулирование реактивности осуществляется с помощью циркуляции теплоносителя, за счет чего изменяется температура топливной соли в активной зоне, тем самым меняя реактивность из-за сильного отрицательного коэффициента реактивности. *MSR* работает при атмосферном давлении, устраняя риск разгерметизации и выброса летучих радиоактивных веществ.

Другие интересные особенности топливного цикла *MSR* включают в себя: высокоактивные отходы, содержащие только продукты деления, следовательно, имеющие малый период полураспада (меньше актинидов образуются из U-233, чем в топливе с U-235); небольшое количество радиоактивных материалов для военного использования (Pu-242 является доминирующим изотопом Pu); высокая температура, обеспечивающая большой термический

КПД; высокое выгорание топлива и, следовательно, низкий расход топлива (французский вариант самовоспроизводства требует 50 кг тория и 50 кг U-238 за миллиард кВт-ч); безопасность, обеспеченная пассивным охлаждением для любого размера реакторной установки. У некоторых есть расхолаживающий плунжер, что позволяет слить соли первого контура под действием силы тяжести в резервуар для сброса, имеющего форму, предотвращающую возникновение критичности. Регулирующие стержни являются также стержнями аварийной защиты.

Концепция MSR реализуется в программе «*Generation IV*» в двух вариантах: один – реактор на быстрых нейтронах с делящимся материалом, растворенным в циркулирующем соляном топливе; второй – с твердыми частицами топлива в графите, а соль используется только как теплоноситель. MSR обычно работают при гораздо более высоких температурах, чем легководные реакторы, по меньшей мере, до 700 °C и, следовательно, потенциально могут быть использованы для выработки тепла.

Заключение

Рассмотрены эксплуатационные, производственные, конструктивные и строительно-монтажные особенности, обосновывающие экономическую эффективность реакторов малой мощности в современных реалиях. Также представлен обзор существующих проектов в области АЭС малой мощности, рассмотрены их основные физические особенности. В настоящее время в этой сфере преобладают водо-водяные реакторы, а также реакторы на быстрых нейтронах, что коррелирует с тенденциями в области энергетических реакторов большой мощности. В зарубежных проектах реакторов малой мощности интенсивно развиваются высокотемпературные газоохлаждаемые и жидкосолевые реакторы.

Библиографический список

1. Robert Rosner and Stephen Goldberg, Small Modular Reactors – Key to Future Nuclear Power Generation in the U.S., Energy Policy Institute at Chicago, The University of Chicago (November 2011) [Электронный ресурс] // Режим доступа: <https://www.energy.gov/sites/prod/files/2015/12/f27/ECON-SMRKeytoNuclearPowerDec2011.pdf>, свободный. – Дата обращения: [30.07.2020] - 81 лист.
2. World nuclear association, Small Nuclear Power Reactors (Updated July 2020) [Электронный ресурс] / Режим доступа: <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/small-nuclear-power-reactors.aspx>, свободный. – Дата обращения: [30.07.2020]
3. Facilitating International Licensing of Small Modular Reactors, Cooperation in Reactor Design Evaluation and Licensing (CORDEL) Working Group of the World Nuclear Association (August 2015), [Электронный ресурс] / Режим доступа: http://www.world-nuclear.org/uploadedFiles/org/WNA/Publications/Working_Group_Reports/REPORT_Facilitating_Intl_Licensing_of_SMRs.pdf, свободный. – Дата обращения: [30.07.2020] - 24 листа.
4. Small and Medium Sized Reactors (SMRs) Development, IAEA, [Электронный ресурс] / Режим доступа: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/CSPPS-14-P/CSP-14_part1.pdf, свободный. – Дата обращения: [02.08.2020] - 314 листов.
5. B&W introduces scalable, practical nuclear energy, Babcock & Wilcox press release (10 June 2009); Small Reactors Generate Big Hopes, Wall Street Journal (18 February 2010), Режим доступа: <http://www.nuclearfuelservices.com/about-us/news/news/2009/06/10/BW-introduces-scalable-practical-nuclear-energy>, свободный. – Дата обращения: [02.08.2020]
6. The Advanced High-Temperature Reactor: High-Temperature Fuel, Molten Salt Coolant, and Liquid-Metal-Reactor Plant, Charles Forsberg, Oak Ridge National Laboratory, presented at the 1st International Conference on Innovative Nuclear Energy Systems for Sustainable Development of the World (COE INES-1) held at the Tokyo Institute of Technology, Tokyo, Japan (31 October - 4 November 2004), [Электронный ресурс] / Режим доступа: <https://pdfs.semanticscholar.org/ebdf/ec122da05da688a18470a00c91322f10338a.pdf>, свободный. – Дата обращения: [02.08.2020] - 13 листов.
7. World nuclear association, Thorium (Updated July 2017) [Электронный ресурс] / Режим доступа: <https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/thorium.aspx>, свободный. – Дата обращения: [14.09.2020].

Дата поступления

в редакцию: 20.01.2021