

Серия изданий МАГАТЭ по ядерной энергии

№ NR-T-1.19

Основные
принципы

Цели

Руководства

Технические
доклады

**Термины, используемые
для описания
усовершенствованных
атомных электростанций**



IAEA

Международное агентство по атомной энергии

ПУБЛИКАЦИИ СЕРИИ ИЗДАНИЙ МАГАТЭ ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ

СТРУКТУРА СЕРИИ ИЗДАНИЙ МАГАТЭ ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ

В соответствии с положениями статей III.A.3 и VIII.C Устава МАГАТЭ уполномочено «способствовать обмену научными и техническими сведениями о применении атомной энергии в мирных целях». В публикациях **Серии изданий МАГАТЭ по ядерной энергии** представлены положительная практика и технологические достижения, практические примеры и опыт в сфере ядерных реакторов, ядерного топливного цикла, обращения с радиоактивными отходами и вывода из эксплуатации, а также общие вопросы, относящиеся к ядерной энергии. Структура **Серии изданий МАГАТЭ по ядерной энергии** подразделяется на четыре уровня.

- 1) Публикации, обозначенные в Серии изданий по ядерной энергии как **«Основные принципы»**, содержат изложение смысла и концепции использования ядерной энергии в мирных целях.
- 2) В публикациях, обозначенных в Серии изданий по ядерной энергии как **«Цели»**, описываются вопросы, которые следует учитывать, и конкретные цели, которые должны быть достигнуты в тематических областях на различных этапах осуществления.
- 3) В публикациях, обозначенных в Серии изданий по ядерной энергии как **«Руководства и методологии»**, предлагаются руководящие принципы высокого уровня или методические рекомендации о том, какими способами можно достичь целей, определенных в рамках различных тем и областей, касающихся использования ядерной энергии в мирных целях.
- 4) В публикациях, обозначенных в Серии изданий по ядерной энергии как **«Технические доклады»**, предоставляется более полная и подробная информация о деятельности, осуществляемой в областях, исследуемых в **Серии изданий МАГАТЭ по ядерной энергии**.

Каждая публикация проходит внутреннее рецензирование и предоставляется государствам-членам для комментариев перед опубликованием.

Для публикаций в серии изданий МАГАТЭ по ядерной энергии применяются следующие обозначения: **NG** — ядерная энергия, общие вопросы; **NR** — ядерные реакторы (ранее **NP** — ядерная энергетика); **NF** — ядерный топливный цикл; **NW** — обращение с радиоактивными отходами и вывод из эксплуатации. Публикации размещены также на сайте МАГАТЭ по адресу:

<https://www.iaea.org/ru/publikacii>

Для получения дополнительной информации просьба обращаться в МАГАТЭ по адресу: Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Vienna, Austria.

Предлагаем всем пользователям материалов, выходящих в Серии изданий МАГАТЭ по ядерной энергии, поделиться с МАГАТЭ своим опытом их использования, что поможет обеспечить соответствие этих материалов потребностям пользователей и в дальнейшем. Эта информация может быть направлена через сайт МАГАТЭ, по почте или по электронной почте на адрес Official.Mail@iaea.org.

ТЕРМИНЫ,
ИСПОЛЬЗУЕМЫЕ ДЛЯ ОПИСАНИЯ
УСОВЕРШЕНСТВОВАННЫХ АТОМНЫХ
ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

Членами Международного агентства по атомной энергии являются следующие государства:

АВСТРАЛИЯ	ЙЕМЕН	ПОЛЬША
АВСТРИЯ	КАБО-ВЕРДЕ	ПОРТУГАЛИЯ
АЗЕРБАЙДЖАН	КАЗАХСТАН	РЕСПУБЛИКА МОЛДОВА
АЛБАНИЯ	КАМБОДЖА	РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ
АЛЖИР	КАМЕРУН	РУАНДА
АНГОЛА	КАНАДА	РУМЫНИЯ
АНТИГУА И БАРБУДА	КАТАР	САЛЬВАДОР
АРГЕНТИНА	КЕНИЯ	САМОА
АРМЕНИЯ	КИПР	САН-МАРИНО
АФГАНИСТАН	КИТАЙ	САУДОВСКАЯ АРАВИЯ
БАГАМСКИЕ ОСТРОВА	КОЛУМБИЯ	СВЯТОЙ ПРЕСТОЛ
Бангладеш	КОМОРСКИЕ ОСТРОВА	СЕВЕРНАЯ МАКЕДОНИЯ
БАРБАДОС	КОНГО	СЕЙШЕЛЬСКИЕ ОСТРОВА
БАХРЕЙН	КОРЕЯ, РЕСПУБЛИКА	СЕНЕГАЛ
БЕЛАРУСЬ	КОСТА-РИКА	СЕНТ-ВИНСЕНТ И ГРЕНАДИНЫ
БЕЛИЗ	КОТ-Д'ИВУАР	СЕНТ-КИТС И НЕВИС
БЕЛЬГИЯ	КУБА	СЕНТ-ЛЮСИЯ
БЕНИН	КУВЕЙТ	СЕРБИЯ
БОЛГАРИЯ	КЫРГЫЗСТАН	СИНГАПУР
БОЛИВИЯ, МНОГОНАЦИОНАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВО	ЛАОССКАЯ НАРОДНО- ДЕМОКРАТИЧЕСКАЯ РЕСПУБЛИКА	СИРИЙСКАЯ АРАБСКАЯ РЕСПУБЛИКА
БОСНИЯ И ГЕРЦЕГОВИНА	ЛАТВИЯ	СЛОВАКИЯ
БОТСВАНА	ЛЕСОТО	СЛОВЕНИЯ
БРАЗИЛИЯ	ЛИБЕРИЯ	СОЕДИНЕННОЕ КОРОЛЕВСТВО ВЕЛИКОБРИТАНИИ И СЕВЕРНОЙ ИРЛАНДИИ
БРУНЕЙ-ДАРУССАЛАМ	ЛИВАН	СОЕДИНЕННЫЕ ШТАТЫ АМЕРИКИ
БУРКИНА-ФАСО	ЛИВИЯ	СУДАН
БУРУНДИ	ЛИТВА	СЬЕРРА-ЛЕОНЕ
ВАНУАТУ	ЛИХТЕНШТЕЙН	ТАДЖИКИСТАН
ВЕНГРИЯ	ЛЮКСЕМБУРГ	ТАИЛАНД
ВЕНЕСУЭЛА, БОЛИВАРИАНСКАЯ РЕСПУБЛИКА	МАВРИКИЙ	ТОГО
ВЬЕТНАМ	МАВРИТАНИЯ	ТОНГА
ГАБОН	МАДАГАСКАР	ТРИНИДАД И ТОБАГО
ГАИТИ	МАЛАВИ	ТУНИС
ГАЙАНА	МАЛАЙЗИЯ	ТУРКМЕНИСТАН
ГАМБИЯ	МАЛИ	ТУРЦИЯ
ГАНА	МАЛЬТА	УГАНДА
ГВАТЕМАЛА	МАРОККО	УЗБЕКИСТАН
ГВИНЕЯ	МАРШАЛЛОВЫ ОСТРОВА	УКРАИНА
ГЕРМАНИЯ	МЕКСИКА	УРУГВАЙ
ГОНДУРАС	МОЗАМБИК	ФИДЖИ
ГРЕНАДА	МОНАКО	ФИЛИППИНЫ
ГРЕЦИЯ	МОНГОЛИЯ	ФИНЛЯНДИЯ
ГРУЗИЯ	МЬЯНМА	ФРАНЦИЯ
ДАНИЯ	НАМИБИЯ	ХОРВАТИЯ
ДЕМОКРАТИЧЕСКАЯ РЕСПУБЛИКА КОНГО	НЕПАЛ	ЦЕНТРАЛЬНОАФРИКАНСКАЯ РЕСПУБЛИКА
ДЖИБУТИ	НИГЕР	ЧАД
ДОМИНИКА	НИГЕРИЯ	ЧЕРНОГОРИЯ
ДОМИНИКАНСКАЯ РЕСПУБЛИКА	НИДЕРЛАНДОВ, КОРОЛЕВСТВО	ЧЕШСКАЯ РЕСПУБЛИКА
ЕГИПЕТ	НИКАРАГУА	ЧИЛИ
ЗАМБИЯ	НОВАЯ ЗЕЛАНДИЯ	ШВЕЙЦАРИЯ
ЗИМБАБВЕ	НОРВЕГИЯ	ШВЕЦИЯ
ИЗРАИЛЬ	ОБЪЕДИНЕННАЯ РЕСПУБЛИКА ТАНЗАНИЯ	ШРИ-ЛАНКА
ИНДИЯ	ОБЪЕДИНЕННЫЕ АРАБСКИЕ ЭМИРАТЫ	ЭКВАДОР
ИНДОНЕЗИЯ	ОМАН	ЭРИТРЕЯ
ИОРДАНИЯ	ПАКИСТАН	ЭСВАТИНИ
ИРАК	ПАЛАУ	ЭСТОНИЯ
ИРАН, ИСЛАМСКАЯ РЕСПУБЛИКА	ПАНАМА	ЭФИОПИЯ
ИРЛАНДИЯ	ПАПУА — НОВАЯ ГВИНЕЯ	ЮЖНАЯ АФРИКА
ИСЛАНДИЯ	ПАРАГВАЙ	ЯМАЙКА
ИСПАНИЯ	ПЕРУ	ЯПОНИЯ
ИТАЛИЯ		

Устав Агентства был утвержден 23 октября 1956 года на Конференции по выработке Устава МАГАТЭ, которая состоялась в Центральных учреждениях Организации Объединенных Наций в Нью-Йорке. Устав вступил в силу 29 июля 1957 года. Центральные учреждения Агентства находятся в Вене. Главной целью Агентства является достижение «более скорого и широкого использования атомной энергии для поддержания мира, здоровья и благосостояния во всем мире».

СЕРИЯ ИЗДАНИЙ МАГАТЭ ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ, № NR-T-1.19

ТЕРМИНЫ,
ИСПОЛЬЗУЕМЫЕ ДЛЯ ОПИСАНИЯ
УСОВЕРШЕНСТВОВАННЫХ АТОМНЫХ
ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
ВЕНА, 2024

УВЕДОМЛЕНИЕ ОБ АВТОРСКОМ ПРАВЕ

Все научные и технические публикации МАГАТЭ защищены положениями Всемирной конвенции об авторском праве, принятой в 1952 году (Берн) и пересмотренной в 1972 году (Париж). Впоследствии авторские права были распространены Всемирной организацией интеллектуальной собственности (Женева) также на интеллектуальную собственность в электронной и виртуальной форме. Для полного или частичного использования текстов, содержащихся в печатных или электронных публикациях МАГАТЭ, должно быть получено разрешение, которое обычно оформляется соглашениями типа роялти. Предложения о некоммерческом воспроизведении и переводе приветствуются и рассматриваются в каждом случае в отдельности. Вопросы следует направлять в Издательскую секцию МАГАТЭ по адресу:

Группа маркетинга и сбыта (Marketing and Sales Unit)
Издательская секция
Международное агентство по атомной энергии
Венский международный центр,
а/я 100,
А1400 Вена, Австрия
Факс: +43 1 26007 22529
Тел.: +43 1 2600 22417
Эл. почта: sales.publications@iaea.org
<https://www.iaea.org/ru/publikacii>

© МАГАТЭ, 2024

Отпечатано МАГАТЭ в Австрии

Май, 2024

STI/PUB/2071

ТЕРМИНЫ, ИСПОЛЬЗУЕМЫЕ ДЛЯ ОПИСАНИЯ
УСОВЕРШЕНСТВОВАННЫХ АТОМНЫХ
ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

МАГАТЭ, ВЕНА, 2024 ГОД

STI/PUB/2071

ISBN 978-92-0-400924-8 (печатный формат) | ISBN 978-92-0-401124-1 (формат pdf) | ISBN 978-92-0-401024-4 (формат epub)
ISSN 2664-4886

ПРЕДИСЛОВИЕ

В соответствии со своим Уставом, МАГАТЭ «стремится к достижению более скорого и широкого использования атомной энергии для поддержания мира, здоровья и благосостояния во всем мире». Помимо прочих функций, МАГАТЭ уполномочивается также «способствовать обмену научными и техническими сведениями о применении атомной энергии в мирных целях». Одним из способов достижения этих целей является выпуск целого ряда технических публикаций, включая Серию изданий МАГАТЭ по ядерной энергии.

Публикации, входящие в Серию изданий МАГАТЭ по ядерной энергии, призваны способствовать использованию ядерных технологий для нужд устойчивого развития, внедрению достижений ядерной науки и техники, стимулированию инноваций и созданию потенциала для поддержки текущих и перспективных направлений ядерной энергетики и прикладных разработок ядерной науки. Эти публикации содержат информацию, которая охватывает все методические, технологические и управленческие аспекты планирования и реализации видов деятельности, связанных с использованием ядерных технологий в мирных целях. Руководящие материалы, содержащиеся в публикациях серии изданий МАГАТЭ по ядерной энергии, не претендует на то, чтобы выражать консенсус государств-членов, однако они прошли внутреннюю независимую экспертизу и были доступны государствам-членам для представления замечаний до опубликования.

Нормы безопасности МАГАТЭ устанавливают основополагающие принципы, требования и рекомендации, касающиеся обеспечения ядерной безопасности, и служат глобальным источником информации по вопросам защиты людей и окружающей среды от вредного воздействия ионизирующего излучения.

В публикациях Серии изданий МАГАТЭ по ядерной энергии, касающихся вопросов обеспечения безопасности, подразумевается, что нормы безопасности МАГАТЭ служат в качестве действующих документов ограничительного характера при применении ядерных технологий.

Разработка новых проектов атомных электростанций охватывает широкий спектр альтернатив. Некоторые из них представляют собой незначительные доработки существующих конструкций, в то время как другие включают в себя более существенные изменения. В 1997 году МАГАТЭ опубликовало технический документ «Terms for Describing New, Advanced Nuclear Power Plants» («Термины, используемые для описания новых, усовершенствованных атомных электростанций»), содержащий разъяснения терминов, применяемых для описания проектов, находящихся на различных стадиях разработки и реализации (IAEA-TECDOC-936). Тогда для описания новых конструкций употреблялись такие термины, как «усовершенствованные конструкции», «конструкции следующего поколения» и «эволюционные конструкции», а также менее технические термины, как например: «пассивно безопасная конструкция», «обладающая естественной безопасностью конструкция» и «детерминированно безопасная конструкция». Точного объяснения значения этих и им подобных терминов в то время не существовало, и разные организации использовали одни и те же термины, но с разным значением. Подобные несоответствия, вероятно, могли приводить к путанице и, как следствие, к проблемам с доверием. Цель публикации IAEA-TECDOC-936 заключалась в улучшении понимания широко употребляемых технических терминов в странах — членах МАГАТЭ и в разъяснении правильного применения этих, а также связанных с ними сходных терминов. В 2005 году МАГАТЭ ввело в действие онлайн-базу данных «Информационная система по усовершенствованным реакторам», в которой применяется терминология, в основном соответствующая публикациям: IAEA-TECDOC-936; IAEA-TECDOC-626 «Safety Related Terms for Advanced Nuclear Plants» («Связанные с безопасностью термины, относящиеся к усовершенствованным атомным станциям»); Глоссарию МАГАТЭ по вопросам безопасности. После опубликования документа IAEA-TECDOC-936 включенные в него термины, отражающие прогресс в области разработки атомных электростанций, достигнутый в середине 1990-х годов, широко использовались государствами — членами МАГАТЭ. С тех пор технологии вышли на новый уровень, терминология претерпела изменения и пополнилась. Поэтому целью настоящей публикации является систематизированное представление терминов, широко

используемых для описания усовершенствованных атомных электростанций, а также разъяснение определений и правильного употребления терминов. Изменения в терминах отражают разработки и инициативы, появившиеся за период с 1997 года в области создания усовершенствованных, эволюционных и инновационных конструкций ядерных реакторов, включая описание стадий разработки проектов. Термины, используемые для описания усовершенствованных атомных электростанций любого типа, должны соответствовать их общему широкому пониманию как общественностью, так и техническим специалистами.

Сотрудниками МАГАТЭ, ответственными за подготовку настоящей публикации, являются М. Краузе (M. Krause) и Т. Йевремович (T. Jevremovic) из Отдела ядерной энергетики.

РЕДАКЦИОННОЕ ПРИМЕЧАНИЕ

Настоящая публикация была отредактирована редакционным персоналом МАГАТЭ в той степени, в какой это было сочтено необходимым для удобства читателей. В ней не затрагиваются вопросы ответственности — юридической или иного рода — за действия или бездействие со стороны какого-либо лица.

Изложенные в настоящей публикации руководящие материалы и рекомендации, относящиеся к выявленной надлежащей практике, отражают мнение экспертов и не являются рекомендациями, сформулированными на основе консенсуса государств-членов.

Для обеспечения точности информации, содержащейся в настоящей публикации, были приложены большие усилия, однако ни МАГАТЭ, ни его государства-члены не несут ответственности за последствия, которые могут возникнуть в результате использования этой информации.

Использование тех или иных названий стран или территорий не означает какого-либо суждения со стороны издателя, в роли которого выступает МАГАТЭ, относительно правового статуса таких стран или территорий, их органов и учреждений либо относительно делимитации их границ.

Упоминание названий конкретных компаний или продуктов (независимо от того, указаны они как зарегистрированные или нет) не подразумевает какого-либо намерения нарушить права собственности и не должно толковаться как одобрение или рекомендация со стороны МАГАТЭ.

МАГАТЭ не несет ответственности за постоянство и точность приводимых в настоящей публикации адресов веб-сайтов внешних или третьих сторон и не гарантирует того, что информационное наполнение таких веб-сайтов является или будет точным и релевантным.

СОДЕРЖАНИЕ

1.	ВВЕДЕНИЕ	1
1.1.	Справочная информация	1
1.2.	Цель	2
1.3.	Область применения и структура	3
1.4.	Пользователи	3
2.	ТЕРМИНЫ, ОТНОСЯЩИЕСЯ К РАЗРАБОТКЕ ПРОЕКТОВ	3
2.1.	Стадии разработки проекта	3
2.2.	Организации	4
2.3.	Площадки размещения и размеры реакторов	5
3.	КАТЕГОРИИ УСОВЕРШЕНСТВОВАННЫХ КОНСТРУКЦИЙ РЕАКТОРОВ	7
3.1.	Усовершенствованная конструкция в стадии эксплуатации, строительства или лицензирования	9
3.2.	Эволюционная конструкция	10
3.3.	Инновационная конструкция	10
3.4.	Пассивная конструкция	11
3.5.	Термины, связанные с обеспечением нераспространения	11
3.6.	Термины, связанные с временными рамками	12
3.7.	Технические термины	12
3.8.	Нетехнические общеупотребительные термины	13
4.	ТИПЫ РЕАКТОРОВ	14
4.1.	Водоохлаждаемые реакторы	14
4.2.	Газоохлаждаемые реакторы	16
4.3.	Жидкосолевые реакторы	16
4.4.	Быстрые реакторы	17
4.5.	Реакторы малой и средней мощности или модульные реакторы	17
4.6.	Микрореакторы	18
4.7.	Ускорительно-управляемые системы	18
5.	КЛАССИФИКАЦИЯ КОНСТРУКЦИЙ РЕАКТОРОВ ПО НАЗНАЧЕНИЮ	18
5.1.	Коммерческие реакторы	18
5.2.	Первый не имеющий аналогов проект (ФОАК-проект) и последующий проект-аналог (НОАК-проект)	18
5.3.	Прототипные реакторы	19
5.4.	Демонстрационные реакторы	19
5.5.	Экспериментальные установки	19
6.	ПАРАМЕТРЫ ЭКСПЛУАТАЦИОННОЙ ЭФФЕКТИВНОСТИ	19
6.1.	Технические характеристики	19

6.2. Экономические показатели.....	20
СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ	23
СОКРАЩЕНИЯ.....	24
СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ.....	25
СТРУКТУРА СЕРИИ ДОКУМЕНТОВ МАГАТЭ ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ	26

1. ВВЕДЕНИЕ

1.1. СПРАВОЧНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

Ввиду важности поддержания коммуникационного взаимодействия как с общественностью, так и с техническим сообществом в целом, а также между разработчиками различных типов усовершенствованных ядерных реакторов в ядерно-энергетической отрасли необходимо обеспечить последовательность и международный консенсус в отношении терминов, используемых для описания различных категорий усовершенствованных конструкций. В 1997 году был издан и с тех пор широко применяется документ IAEA-TECDOC-936 «Terms for Describing New, Advanced Nuclear Power Plants» («Термины, используемые для описания новых, усовершенствованных атомных электростанций») [1]. В 2005 году МАГАТЭ ввело в действие онлайн-базу данных по информационным системам по усовершенствованным реакторам (АРИС) [2], в которой применяется терминология, в основном соответствующая этому документу серии TECDOC и документу IAEA-TECDOC-626 «Safety Related Terms for Advanced Nuclear Plants» («Связанные с безопасностью термины, относящиеся к усовершенствованным атомным станциям») [3].

Настоящая публикация представляет собой пересмотренный вариант документа IAEA-TECDOC-936, отражающий изменения и инициативы, появившиеся за период с 1997 года в разработке усовершенствованных, эволюционных и инновационных конструкций ядерных реакторов, и содержащий описание стадий разработки проектов, а также отдельные термины по безопасности и нормативному регулированию, которые согласуются с последними выпусками Глоссария МАГАТЭ по вопросам безопасности [4], публикации Серии норм безопасности МАГАТЭ, № SSR-2/1 (Rev. 1), «Безопасность атомных электростанций: проектирование» [5] и Глоссария МАГАТЭ по обращению с радиоактивными отходами [6], и дополняют эти публикации. Термины, используемые для описания усовершенствованных атомных электростанций (АЭС), должны соответствовать их общему широкому и общепринятому пониманию как общественностью, так и техническими специалистами. Следовательно, термины, представленные в настоящей публикации, относятся в первую очередь к стадиям разработки проектов и к общему уровню усилий, необходимых для их реализации, и связанные с безопасностью термины не являются предметом настоящей публикации. В настоящей публикации термин «реактор» является синонимом термина «ядерный реактор», а термин «станция» — синонимом термина «АЭС».

Разработкой проектов реакторов и систем для целей усовершенствования и развития ядерных технологий занимались и продолжают заниматься многие организации. По степени инновационности предлагаемых подходов в проектировании и по соответствующей степени технической зрелости реализуемых или предлагаемых решений наблюдается очень большой разброс. Спектр целей в области проектирования также широко варьируется от повышения эффективности, экономических показателей и безопасности по сравнению с характеристиками, уже достигнутыми при использовании существующих технологий, до расширения сфер применения ядерной энергии; вместе с тем к числу общих направлений относятся повышение безопасности, использование опыта действующих станций и внедрение новейших достижений в области электроники, компьютерной техники и учета человеческого фактора. Термины, приведенные в настоящей публикации, используются применительно к различным проектам, находящимся на разных стадиях разработки.

К конструкциям, которые охватывает настоящая публикация, относятся конструкции АЭС, а не реакторов, поскольку реактор представляет собой лишь часть полной установки, необходимой для производства экономически выгодной, надежной и безопасной электроэнергии на АЭС и получения других продуктов (например, водорода, тепла). Со времени выхода в свет в 1997 году предыдущей публикации разработка усовершенствованных конструкций АЭС стала охватывать широкий круг различных решений; некоторые из них представляют собой незначительные

доработки существующих проектов, в то время как другие решения предусматривают значительные изменения или воплощают собой существенно иные или новые концепции. Соответственно, термины, приведенные ранее в IAEA-TECDOC-936, были актуализированы в настоящей публикации и учитывают эти новые изменения в проектах АЭС.

Многие из терминов, включенных в настоящую публикацию, широко используются в некоторых странах иногда с недостаточно четким пониманием их значения и смысла. Отдельные термины могут вводить в заблуждение неспециалистов и вызывать у общественности нежелательные ассоциации, которые не подразумевались разработчиками усовершенствованных АЭС. Критерием для включения термина и его определения в настоящую публикацию была оценка общеупотребительности и широты распространения данного термина, а не желательности его использования. Некоторые термины, приведенные здесь, не отвечают этому критерию. Поэтому они являются нежелательными, и их употребление не рекомендуется; в этом случае в описании даются соответствующие пометы. Описания некоторых, возможно, полезных терминов, которые в настоящее время широко не используются, были умышленно опущены, с тем чтобы не создавать и не привносить в употребление новые термины, могущие скорее привести к расширению, а не сокращению возможного неправильного понимания.

Процесс устранения различий, обусловленных исторически сложившимися различными целями, подходами и временными рамками развития в разных странах, различными интересами и разным пониманием слов в различных культурах, может быть непростой задачей; для этого необходимо прийти к определенному компромиссу на международном уровне.

1.2. ЦЕЛЬ

Цель настоящей публикации заключается в предоставлении государствам-членам подборки современных терминов, используемых для описания усовершенствованных АЭС, информации о различиях между стадиями проектирования, отражающими зрелость проектов, а также в уточнении определений терминов, часто употребляемых при описании усовершенствованных АЭС.

Приведенные здесь описания терминов в целом соответствуют определениям, но при этом они содержат некоторую детализацию, уточнения и конкретизацию, необходимые для более эффективного и целесообразного применения терминов при описании усовершенствованных АЭС. Общая цель приведенных терминов сводится к тому, чтобы:

- содействовать правильному употреблению терминов в ядерном сообществе, обеспечивая тем самым большую согласованность и последовательность в употреблении терминов и улучшая полноценную коммуникацию в техническом сообществе и с общественностью;
- уточнить эти термины и тем самым обеспечить лучшее понимание сроков, объема усилий и инвестиций, необходимых для внедрения различных усовершенствованных конструкций.

Важным критерием является обеспечение ясности, а также устранение двусмысленности и облегчение применения терминов. Любому человеку, имеющему достаточное представление о концепции проекта, должно быть легко и быстро понятно, соответствует ли термин, связанный с проектом, данному описанию. Это проще достигается путем установления различий, которые основаны на качественных принципах и подходах, а не на количественных критериях.

Изложенные в настоящей публикации руководящие материалы и рекомендации, относящиеся к выявленной надлежащей практике, отражают мнение экспертов и не являются рекомендациями, сформулированными на основе консенсуса государств-членов.

1.3. ОБЛАСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ И СТРУКТУРА

В настоящей публикации приведены определения, краткое описание и указан контекст важных терминов, используемых для описания усовершенствованных АЭС, с разбивкой на следующие тематические разделы:

- стадии разработки проекта (раздел 2);
- категории усовершенствованных конструкций АЭС (раздел 3);
- типы реакторов (раздел 4);
- классификация конструкций по назначению (раздел 5);
- эксплуатационная эффективность АЭС (раздел 6).

1.4. ПОЛЬЗОВАТЕЛИ

Настоящая публикация предназначена для пользователей, в число которых входят специалисты технического и нетехнического профиля, работающие в ядерно-энергетической отрасли.

2. ТЕРМИНЫ, ОТНОСЯЩИЕСЯ К РАЗРАБОТКЕ ПРОЕКТОВ

2.1. СТАДИИ РАЗРАБОТКИ ПРОЕКТА

В этом разделе представлено общее толкование терминов, относящихся к типичным стадиям разработки проектов АЭС от разработки концепции до завершения проекта. Выполняемые работы во всех случаях схожи между собой и регулируются техническими требованиями, однако практика в разных странах широко варьируется в том, что касается разделения работ на этапы, а также в использовании соответствующих терминов для описания этих этапов. Такое разделение также в значительной степени зависит от последовательности проведения научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ (НИОКР), испытаний и процессов лицензирования при реализации проекта.

Состояние работ по проектированию и процессов лицензирования являются важными показателями инженерно-технического обеспечения проекта АЭС, т.е. его готовности к реализации. Неизбирательное и нечеткое использование различных терминов для описания состояния работ по проектированию и различных этапов лицензирования может приводить к путанице и препятствовать четкому пониманию реального состояния дел. Для облегчения решения данной проблемы на рис. 1 представлена модель классификации, основанная на практике некоторых стран — членов МАГАТЭ.

В этой модели классификации этапов проектирования состояние работ по проектированию АЭС оценивается с учетом реализации часто используемых контрольных точек (вех) в рамках четырех общих типовых стадий:

- описание концепции проекта;
- концептуальное проектирование;
- базовое проектирование;
- детальное проектирование с учетом ограничивающих условий площадки (IVa) или конкретных условий площадки (IVb).



РИС. 1. Стадии и виды деятельности в процессе разработки проекта (исключая основные испытания).

На рис. 1 показаны только типовые виды инженерно-технической деятельности на каждой из этих четырех стадий. Ввиду различий в практике разных стран достижение консенсуса в отношении терминологии, применяемой для их обозначения, может быть сопряжено с определенными трудностями. Также сложно достичь консенсуса в отношении соответствующей терминологии по НИОКР, проведению испытаний и лицензированию, и поэтому данные аспекты исключены из рассмотрения.

2.2. ОРГАНИЗАЦИИ

Организации, которые так или иначе причастны к проектированию АЭС, используют терминологию, связанную с проектированием. Ниже перечислены наиболее значимые организации в порядке убывания уровня их вовлеченности в процесс проектирования.

Владелец технологии/поставщик/проектная организация (Technology holder/vendor/design organization): владеет интеллектуальной собственностью на проект АЭС и может нанимать инженерную группу для дальнейшей разработки и детализации проекта. В зависимости от степени проработки проекта они могут предоставлять компании-разработчику соответствующий проектный пакет, позволяющий успешно получать лицензии и разрешения.

Компания-разработчик (Development company): дорабатывает проект применительно к конкретным условиям площадки, производит соответствующие закупки и строит АЭС. Может получать лицензию на эксплуатацию АЭС. Может быть или впоследствии может становиться частью эксплуатирующей организации.

Цепь поставок (Supply chain): предоставляет услуги на стадиях проектирования, подготовки к строительству, изготовления, строительства и ввода в эксплуатацию или поставляет материалы, готовые элементы, топливо и топливные услуги.

Оператор/ эксплуатирующая организация (Operator/operating organization): «Лицо или организация, которые подают заявку на получение официального разрешения или получили официальное разрешение и/или несут ответственность за обеспечение безопасности при осуществлении деятельности или в отношении любых ядерных установок или источников ионизирующего излучения» [4].

Владелец (Owner): организация, созданная для осуществления прав владения на АЭС. Функции владельца и оператора часто выполняет одна организация, которая отвечает за обеспечение финансирования АЭС и несет ответственность за безопасность АЭС.

Энергопредприятие (Utility): как правило, электроэнергетическая компания, получающая или закупающая электроэнергию, вырабатываемую на АЭС, или организация, получающая другой продукт, например опресненную воду, тепло, водород или медицинские изотопы. Часто это та же компания, что и владелец или оператор АЭС.

Держатель лицензии/лицензиат (Licence holder/licensee): лицо, имеющее лицензию на строительство/эксплуатацию АЭС.

Регулирующий орган/регулятор (Regulator/regulatory body): «Компетентный орган или система компетентных органов, назначенных правительством государства, с юридическими полномочиями для осуществления *процессов* регулирования, включая выдачу *официальных разрешений*, и для регулирования таким образом *ядерной безопасности, радиационной безопасности, безопасности радиоактивных отходов* и безопасности перевозки» [4]. «Держатель действующей лицензии называется лицензиатом. Лицензия — это результат процесса выдачи *официального разрешения*, хотя иногда применяется термин “процесс лицензирования”» [6].

Организация-исполнитель ядерно-энергетической программы (ОИЯЭП) (Nuclear energy programme implementing organization (NEPIO)): механизм, который может предусматривать учреждение комитетов высокого уровня и комитетов рабочего уровня для координации работы правительственного органа, владельца, оператора и регулирующего органа, участвующих в развитии инфраструктуры ядерной энергетики [7].

2.3. ПЛОЩАДКИ РАЗМЕЩЕНИЯ И РАЗМЕРЫ РЕАКТОРОВ

Ниже в алфавитном порядке приведена важная терминология, связанная с размещением, основными элементами и размерами современных АЭС.

Атомная электростанция/станция (Nuclear power plant/plant): установка, включающая один или несколько реакторов для преобразования ядерной энергии в полезную мощность; также электрическая или тепловая генерирующая установка, в которой в качестве источника тепловой энергии используется ядерный реактор.

Базисный энергоблок/реактор (Reference unit/reactor): ближайший существующий (действующий или строящийся) энергоблок, имеющий аналогичную конструкцию, на которой базируется усовершенствованный проект. Регулирующие органы могут иметь собственное определение этого термина.

Защитная оболочка/контеймент (Containment building/containment): конструкция защитной оболочки и системы с функциями изоляции, контроля и управления выбросами массы и энергии, контроля и ограничения радиоактивных сбросов, а также контроля и управления горючими газами. Детальная информация о конструкции, системах и элементах защитной оболочки изложена в [1].

Зона аварийного планирования (ЗАП) (Emergency planning zone (EPZ)): аварийное планирование для защиты персонала АЭС, аварийных работников и населения за пределами площадки является необходимым компонентом общей системы обеспечения безопасности АЭС и обеспечивает дополнительный уровень глубокоэшелонированной защиты [8]. Требуемая ЗАП зависит от местных норм и правил; соответственно при проектировании может нормироваться небольшая или нулевая ЗАП, однако на практике это может быть не реализуемым в определенных случаях. Согласно [4], ЗАП состоит из двух составных частей: зоны предупредительных мер и зоны планирования срочных защитных мер:

«зона предупредительных мер (ЗПМ) (precautionary action zone (PAZ)). Территория вокруг установки, в отношении которой организовано проведение противоаварийных мероприятий,

направленных на осуществление *срочных защитных мер* в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации с целью предупреждения или снижения до минимума тяжелых детерминированных эффектов за пределами площадки. Защитные меры в пределах этой территории должны приниматься до или вскоре после выброса радиоактивного материала или облучения с учетом условий, создавшихся на установке;

зона планирования срочных защитных мер (ЗПСМ) (*urgent protective action planning zone (UPZ)*). Территория вокруг установки, в отношении которой организовано проведение *противоаварийных мероприятий*, направленных на осуществление срочных защитных мер в случае ядерной или радиационной аварийной ситуации с целью предотвращения получения доз облучения за пределами площадки в соответствии с международными нормами безопасности. Защитные действия в пределах этой территории должны применяться на основе мониторинга окружающей среды или в надлежащих случаях с учетом условий, создавшихся на установке».

Микрореакторы (Microreactors): реакторы очень малой мощности в категории малых модульных реакторов¹.

Малые усовершенствованные реакторы (Small advanced reactors): реакторы, относящиеся к категории реакторов SMR (PMCM/MMP) с мощностью энергоблока или модуля, как правило, не превышающей 300 МВт (эл.) [2].

Модульная конструкция (Modular design): применительно к реакторам SMR (PMCM/MMP) это АЭС, состоящая из одного или нескольких по существу одинаковых энергоблоков (модулей), полностью или частично изготовленных на заводе для монтажа или сборки на месте, или применительно к реакторам большой мощности — из модулей предварительного заводского изготовления, входящих в состав ядерного оборудования и неядерного оборудования (НЯО).

Модульное строительство (Modular construction): метод, в соответствии с которым реакторные системы или подсистемы предварительно изготавливаются на заводе для сборки на месте с различной степенью модуляризации с целью сокращения сроков выполнения общего графика строительства.

Неядерное оборудование (НЯО) (Balance of plant (BOP)): остальные конструкции, системы и элементы АЭС, образующие полную АЭС и не входящие в состав системы преобразования ядерной энергии или в случае водоохлаждаемых реакторов (WCR или BOP) — ядерной паропроизводящей установки.

Площадка/территория площадки/площадка размещения (Site/site area/site footprint): «Географический район, в котором находится *имеющая официальное разрешение установка*, осуществляется *разрешенная деятельность* или размещен имеющий *официальное разрешение источник*, а также в котором администрация, осуществляющая руководство *имеющей официальное разрешение установкой, разрешенной деятельностью*, или лица, принимающие *первые ответные меры*, (*службы экстренного реагирования*) могут непосредственно инициировать осуществление мер *противоаварийного реагирования*» [4]. Как правило, это зона, находящаяся в пределах ограждения находящегося под охраной периметра или других средств обозначения границ объекта собственности. Она также служит базисом, на котором рассчитываются сборы для АЭС [9], и является эквивалентом площади землепользования для целей энергогенерации.

Энергетический реактор (Power reactor): реактор, предназначенный для производства электрической или тепловой энергии.

Энергоблок/блок (одно-, двух-, многоблочная конструкция) Unit (single-, dual-, multi-unit): каждый энергоблок представляет собой отдельный реактор (ядерное оборудование и НЯО), который можно эксплуатировать. В случае двух- или многоблочных станций один энергоблок

¹ Малые модульные реакторы — это подгруппа реакторов малой и средней мощности или модульных реакторов (реакторов SMR или PMCM/MMP).

может работать независимо от завершенности строительства или эксплуатационного состояния других энергоблоков, размещенных на одной площадке, но в разных зданиях, обеспечивающих контейнмент/локализацию, несмотря на то, что энергоблоки могут иметь общие или совместные системы.

Ядерная паропроизводящая установка (ЯППУ)/ядерное оборудование/реакторный модуль (Nuclear steam supply system (NSSS)/nuclear island/reactor module): совокупность активной зоны реактора, системы теплоносителя реактора и соответствующих вспомогательных систем, включая систему аварийного охлаждения активной зоны, систему отвода тепла распада и систему контроля водно-химического режима и объема [9]. В контексте некоторых конструкций реакторов SMR (PMCM/MMP) или микрореакторов, реакторный модуль — это полный блок ядерного оборудования, изготовленный на заводе и доставленный на площадку для монтажа.

Ядерный реактор/реактор (Nuclear reactor/reactor): инженерно-техническая система, исключая ядерное оружие, предназначенное или используемое для поддержания ядерного деления в самоподдерживающейся цепной реакции [9]. Существует множество типов ядерных реакторов, но все реакторы имеют некоторые основные общие компоненты, включая расщепляющийся материал, используемый в качестве топлива, замедлитель нейтронов (например, воду) для увеличения вероятности деления ядер (если это не реактор на быстрых нейтронах), отражатель для предотвращения утечки вылетающих нейтронов, системы теплоносителя для отвода тепла, средства для мониторинга и управления работой реактора, а также защитные устройства (например, управляющие стержни и защитные экраны).

3. КАТЕГОРИИ УСОВЕРШЕНСТВОВАННЫХ КОНСТРУКЦИЙ РЕАКТОРОВ

Разрабатываемые конструкции атомных электростанций представляют собой широкий спектр различных вариантов: некоторые из них являются весьма незначительным усовершенствованием существующих конструкций, другие же содержат более значительные изменения, а третьи очень сильно отличаются от существующих проектов [2].

Рис. 2 иллюстрирует связь между терминами, относящимися к разным категориям конструкций. Некоторые эксплуатируемые и предлагаемые (на момент издания настоящей публикации) конструкции АЭС входят в категорию усовершенствованных конструкций АЭС (разделы 3.1 и 3.2), если они представляют определенный интерес и/или характеризуются определенными достоинствами. В зависимости от необходимости дальнейшей доработки (инженерно-технические расчеты, НИОКР, демонстрационный проект АЭС) они могут иметь дополнительные характеристики. Уровень инновационности проектов может изменяться по нарастающей от невысокого в категории только инженерно-технических расчетов до неограниченного в случае инновационных конструкций (раздел 3.3).

Полный спектр усовершенствованных конструкций или концепций АЭС, в отношении которых можно подтвердить, что в настоящее время они представляют определенный интерес или характеризуются определенными достоинствами, включает существующие конструкции, эволюционные конструкции, а также конструкции, для разработки которых требуются значительные усилия, такие как инновационные конструкции. Рис. 3 иллюстрирует относительные трудозатраты и стоимость разработки усовершенствованных конструкций в зависимости от степени отхода от существующих проектов. В случае конструкций, относящихся к эволюционным и инновационным категориям, необходимо проводить инженерно-технические расчеты, а также НИОКР и подтверждающие испытания до завершения проектирования первого эволюционного реактора или прототипной установки и/или демонстрационного реактора при разработке

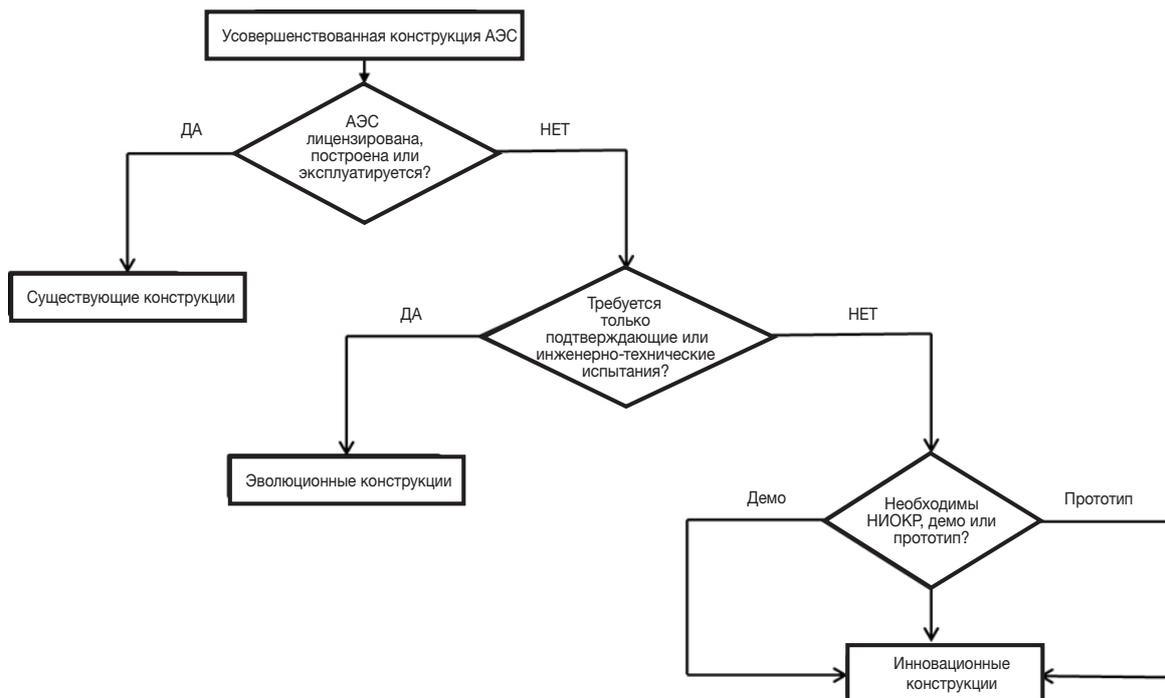


РИС. 2. Взаимосвязь между терминами, относящимися к разным категориям конструкций АЭС (все термины, указанные на этом рисунке, рассматриваются в разделе 3).

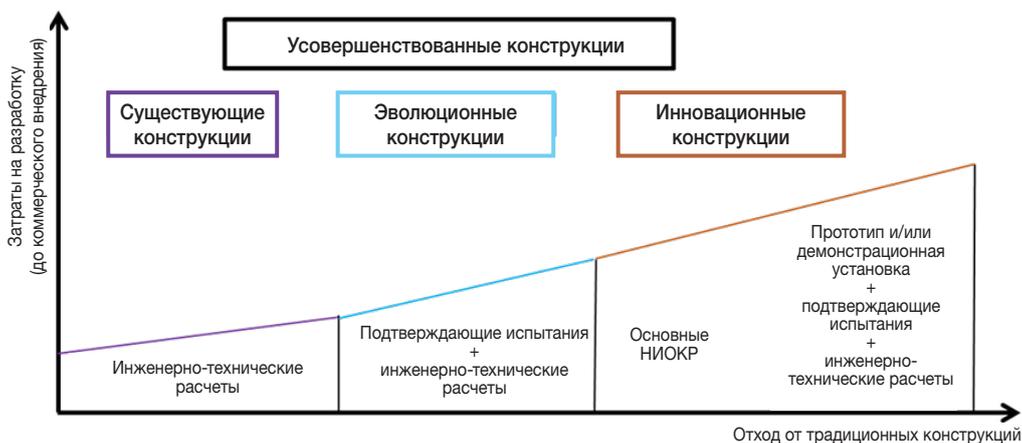


РИС. 3. Трудозатраты и стоимость разработки усовершенствованных конструкций в зависимости от степени отхода от существующих проектов.

инновационных проектов. Объем таких НИОКР и подтверждающих испытаний зависит от масштабов как внедряемой инновационной конструкции, так и от уже выполненной работы или накопленного опыта, который может быть использован.

Эволюционные конструкции предполагают внесение лишь небольших изменений или усовершенствований по сравнению с существующими проектами, при этом особое внимание уделяется использованию апробированных решений. Это позволяет сводить к минимуму коммерческие риски. Если модификации и изменения в конструкции носят более масштабный характер, подразумевают более значительный отход от существующих проектов и использование непробированных проектных решений, то соответственно риски возрастают, поскольку

эксплуатационный опыт в этом случае меньше или совсем отсутствует. Многие проекты реакторов SMR (PMCM/MMP) ориентированы на максимальное снижение таких рисков при одновременном применении эволюционных или инновационных решений.

Все эксплуатируемые АЭС, не входящие в категорию основных усовершенствованных конструкций АЭС, являются коммерческими проектами энергетических реакторов, т.е. последующими проектами-аналогами (или n-ными в своем роде проектами) реакторов, которые были построены в период до 1980-х годов.

3.1. УСОВЕРШЕНСТВОВАННАЯ КОНСТРУКЦИЯ В СТАДИИ ЭКСПЛУАТАЦИИ, СТРОИТЕЛЬСТВА ИЛИ ЛИЦЕНЗИРОВАНИЯ

Усовершенствованная конструкция (Advanced design): проект, представляющий интерес в данное время, в котором были реализованы существенные усовершенствования по сравнению с предшествовавшими ей и/или коммерческими конструкциями энергетических реакторов. В число усовершенствованных конструкций, находящихся в настоящее время в стадии эксплуатации, строительства или лицензирования [10], входят реакторы WCR (BOP), проект которых был улучшен по сравнению с коммерческими энергетическими водоохлаждаемыми реакторами. Они отличаются от эволюционных конструкций тем, что их детальное проектирование завершено (см. рис. 2 и 3).

Усовершенствованные конструкции, которые уже построены и эксплуатируются или находятся в стадии строительства [10], относятся к категории усовершенствованных конструкций АЭС и в настоящей публикации называются существующими конструкциями. В основном это усовершенствованные конструкции коммерческих энергетических реакторов WCR (BOP), которые по-прежнему составляют большинство эксплуатируемых АЭС. Они были разработаны в рамках программ по созданию проектов усовершенствованных реакторов в разных странах в 1980-х и 1990-х годах и отражали использование усовершенствованных средств обеспечения безопасности, разработанных с учетом уроков, извлеченных из аварии на АЭС «Три Майл Айленд» и Чернобыльской аварии, новые требования пользователей, сформировавшиеся в течение последних нескольких десятилетий эксплуатации, и в ряде случаев новые требования, предъявляемые к лицензированию. В частности, это усовершенствованный кипящий реактор (BWR), представляющий собой усовершенствованный вариант традиционного реактора BWR, который был разработан Соединенными Штатами Америки (США) и Японией, построен и эксплуатируется в Японии. Реактор AP-1000, представляющий собой усовершенствованный традиционный реактор с водой под давлением (PWR), который был разработан в США, построен и эксплуатируется в Китае и в настоящее время строится в США. Другой пример — европейский реактор с водой под давлением (EPR), являющийся усовершенствованным вариантом традиционного реактора PWR, который был разработан в Европе, построен и эксплуатируется в Китае и строится в Соединенном Королевстве, во Франции, Финляндии. Реактор APR-1400 — усовершенствованный вариант традиционного реактора PWR, который был разработан в Республике Корея, построен и эксплуатируется там же и в Объединенных Арабских Эмиратах. Реактор ВВЭР²-1200 — усовершенствованная конструкция реактора ВВЭР-1000, который строится в Российской Федерации, Бангладеш и Турции. Реактор БН-800, являющийся эволюционным вариантом реактора БН-600, представляет собой пример усовершенствованного реактора на быстрых нейтронах без водяного охлаждения, который был разработан в Российской Федерации. В категорию основных усовершенствованных конструкций АЭС, которые относятся к существующим конструкциям, входят все реакторы, описанные в недавно опубликованной брошюре МАГАТЭ «Advanced Large Water Cooled Reactors: A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) 2020 Edition» («Усовершенствованные водоохлаждаемые реакторы большой мощности: дополнение

² ВВЭР: водо-водяной энергетический реактор.

к Информационной системе МАГАТЭ по усовершенствованным реакторам (АРИС), издание 2020 года) [11].

3.2. ЭВОЛЮЦИОННАЯ КОНСТРУКЦИЯ

Эволюционная конструкция (Evolutionary design): усовершенствованная конструкция, обеспечивающая улучшение характеристик существующих конструкций посредством внесения небольших или средних по объему изменений с уделением особого внимания сохранению апробированных проектных решений в целях сведения к минимуму технологических рисков. Речь идет о реакторах с водяным, газовым или жидкометаллическим охлаждением, которые планируются к внедрению в краткосрочной перспективе и обычно находятся на стадии сертификации или лицензирования, но применительно к которым отсутствует соответствующий опыт и, как следствие, может требоваться пересмотр или разработка нормативных положений по обеспечению безопасности, и соответственно в отношении этих требующихся документов необходим консенсус на международном уровне (например, в виде норм безопасности МАГАТЭ). При разработке эволюционного проекта необходимо до его реализации обеспечивать в большинстве случаев проведение инженерно-технических расчетов и подтверждающих испытаний (см. рис. 2 и 3).

При рассмотрении будущих конструкций необходимо выяснять, представляет ли перспективный проект определенный интерес и характеризуется ли он определенными достоинствами в данный период времени. Среди множества возможных вариантов конструкций имеются и такие, которые уже были разработаны ранее (полностью или частично), а впоследствии оказались в числе проектов, от которых отказались. Многие из них были концептуально разработаны и изучены, но не были признаны достаточно интересными для дальнейшего развития, и, по-видимому, концепции некоторых проектов еще предстоит разработать и оценить. В соответствии с подходом, принятым в настоящей публикации, ни один из этих проектов не может быть отнесен к категории усовершенствованных конструкций АЭС; такое определение применимо только к проектам, которые в настоящее время представляют определенный интерес или характеризуются определенными достоинствами и которые, как ожидается, после завершения их разработки будут включать усовершенствования различного характера и рода по сравнению с существующими АЭС.

При разработке эволюционных конструкций усилия концентрируются на реализации усовершенствований по сравнению с существующими конструкциями путем внесения небольших или умеренных изменений, как правило, руководствуясь документом «Требования эксплуатирующих организаций (энергопредприятий)» (URD) в целях повышения безопасности, уменьшения издержек и снижения неопределенностей при лицензировании. В некоторых конструкциях это достигается за счет упрощения, увеличения запаса безопасности, более эффективного предотвращения тяжелых аварий и смягчения их последствий, более длительных «льготных» периодов [4] в аварийных ситуациях, улучшения систем человеко-машинного интерфейса, сокращения сроков строительства и повышения ремонтпригодности.

3.3. ИННОВАЦИОННАЯ КОНСТРУКЦИЯ

Инновационная конструкция (Innovative design): усовершенствованная конструкция, включающая концептуальные изменения в подходах к разработке или конфигурации системы по сравнению с существующей практикой [2]. Перед внедрением этой конструкции требуется проведение основных НИОКР, испытаний, связанных с технико-экономическим обоснованием, и, возможно, строительство прототипного или демонстрационного реактора (см. рис. 2 и 3).

В этой категории спектр проектов, для разработки которых необходимы значительные усилия, гораздо шире, чем в случае эволюционных проектов. Применительно к некоторым концепциям

разработка практически завершена, а в случае других концепций еще предстоит проделать большую работу.

Ключевым признаком инновационной конструкции является то, что она основывается на концептуальных изменениях в подходах к разработке или конфигурации системы по сравнению с существующей практикой.

3.4. ПАССИВНАЯ КОНСТРУКЦИЯ

Публикация МАГАТЭ TECDOC-626 [3] остается справочным документом, наиболее широко применяемым при классификации пассивных элементов или систем; в этой публикации предусматриваются четыре категории. Ниже приведены определения, сформулированные на основе [1] и [4].

Пассивный элемент (Passive component): «Элемент, функционирование которого не зависит от поступления извне такого воздействия, как команда на включение, от механического перемещения или подвода энергии» [4].

Пассивная система (Passive system): автоматически или вручную включаемая *система безопасности*, которая предусматривается для обеспечения выполнения требующихся *функций безопасности*. Система, полностью состоящая из пассивных элементов и конструкций, либо система, в которой активные элементы используются в очень ограниченном масштабе для инициирования пассивной функциональности [1].

Пассивная конструкция (Passive design): реактор, при эксплуатации которого можно полностью рассчитывать на функционирование пассивных систем в плане предотвращения и смягчения последствий аварии.

Пассивные средства обеспечения безопасности (Passive safety features): данный термин следует использовать только применительно к конкретным примерам пассивных систем или элементов. В целом средство (обеспечения) безопасности (для запроектных условий) определяется как «Узел, который предназначен для выполнения *функции безопасности* или в котором предусмотрена *функция безопасности* для *запроектных условий*» [4]. Этот термин следует использовать только применительно к конкретным пассивным системам или элементам.

3.5. ТЕРМИНЫ, СВЯЗАННЫЕ С ОБЕСПЕЧЕНИЕМ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ

Устойчивая с точки зрения распространения конструкция (Proliferation resistant design): хотя это и неофициальный термин в области гарантий МАГАТЭ, в широком смысле он означает развертывание ядерно-энергетических систем так, чтобы обеспечивалось снижение риска распространения ядерного оружия. Базовый принцип устойчивости с точки зрения (ядерного) распространения требует, чтобы внутренние решения (предусматриваемые в данном техническом проекте) и внешние меры (обязательства, обязанности и политика государства), направленные на обеспечение устойчивости с точки зрения (ядерного) распространения, реализовывались на протяжении всего жизненного цикла системы, гарантируя, что система будет непривлекательным средством приобретения расщепляющегося материала или технологии для программы создания ядерного оружия [12].

Учет требований гарантий при проектировании (Safeguards by design): процесс учета соображений, касающихся международных гарантий, на всех этапах жизненного цикла АЭС, от первоначального концептуального проекта до строительства и эксплуатации, включая вносимые в проект изменения и вывод из эксплуатации [13].

3.6. ТЕРМИНЫ, СВЯЗАННЫЕ С ВРЕМЕННЫМИ РАМКАМИ

Несмотря на то, что термины «будущая конструкция» и «конструкция следующего поколения» являются достаточно простыми и, как правило, не связаны с неправильным употреблением или пониманием, они выражают качественную характеристику и должны использоваться только с соответствующим указанием временных рамок, если это не очевидно из контекста.

Будущая конструкция (Future design): данный термин может относиться к новым концепциям или концепциям, отражающим значительный технологический прогресс, который обеспечивает повышение безопасности, экономической эффективности и эффективности использования ресурсов. Поскольку этот термин может охватывать широкий спектр конструкций, рекомендуется использовать его с большой осторожностью и только с определением, соответствующим конкретному контексту.

Конструкция нового поколения (Next generation design): данный термин указывает на временные или конкретные показатели, или на то и другое. Применительно к конструкциям АЭС он может охватывать широкий спектр проектов — от незначительных модификаций предшествующих конструкций до концепций с радикальными и фундаментальными изменениями, которые являются гораздо более амбициозными, чем эволюционные конструкции. С другой стороны, этот термин часто используется в атомной отрасли для новой серии АЭС, которые могут быть построены в течение всего лишь десяти лет, в то время как для радикально новых концепций обычно требуется гораздо больше времени. Аналогичным образом, в национальной программе по развитию ядерной энергетики может предусматриваться внедрение конструкции следующего поколения в рамках долгосрочной программы развития. Данный термин может использоваться с целью подчеркнуть, что внедряется передовая технология, отличающаяся от технологии, применяемой в настоящее время в рамках действующей программы или в другой сфере. Употребление термина «конструкция нового поколения» в обоих этих случаях допустимо, если соответствующий смысл очевиден из контекста.

Внедрение в краткосрочной перспективе (Near term deployment): данный часто употребляемый термин целесообразно использовать только в связи с планами государств-членов по осуществлению ядерно-энергетической программы. В публикации МАГАТЭ «Nuclear Reactor Technology Assessment for Near Term Deployment» («Оценка технологий ядерных реакторов для внедрения в краткосрочной перспективе») [14] внедрение в краткосрочной перспективе описывается в рамках содержания публикации МАГАТЭ «Вехи развития национальной инфраструктуры ядерной энергетики» [7] как реализация проектов усовершенствованных конструкций, которые планируется иметь готовыми для внедрения со сроками строительства, соответствующими графику государства-члена.

3.7. ТЕХНИЧЕСКИЕ ТЕРМИНЫ

Апробированная конструкция (Proven design): конструкция, которая была проверена в эквивалентных применениях или в значительной степени базируется на конструкции эксплуатируемой АЭС.

Интегральная и интегрированная конструкция (Integral and integrated design): относится главным образом к конструкции реакторов PWR, в которой все основные элементы первого контура реактора, включая компенсатор давления (компенсатор объема), парогенераторы/теплообменники и в некоторых случаях насосы теплоносителя и механизм привода управляющих стержней, заключены в один корпус реактора. В случае жидкосолевых реакторов (MSR) или быстрых реакторов (реакторов на быстрых нейтронах) (БР) смысл этого термина одинаков, но при этом подразумевается наличие разных элементов в конструкции.

Полуинтегральная конструкция (Semi-integral design): также называемая конструкцией с компактной петлей или компактной конструкцией; относится к конструкции реакторной системы,

в которой основные элементы первого контура, такие как компенсатор давления (объема), насосы теплоносителя и парогенераторы/теплообменники, присоединены непосредственно к корпусу реактора без использования трубопроводов. В полуинтегральной конструкции лишь некоторые из этих элементов могут быть размещены внутри корпуса реактора, но если все основные элементы размещаются внутри корпуса реактора, то такая конструкция называется интегральной.

Конструкция с прямым циклом (Direct cycle design): конструкция АЭС, в которой теплоноситель первого контура (пар или газ) после нагрева в реакторе напрямую подается на турбину. Парогенераторы или теплообменники в таких конструкциях не требуются.

Конструкция петлевого типа (Loop type design): конструкция АЭС, в которой элементы системы первого контура (т.е. парогенератор, насос теплоносителя первого контура и компенсатор давления/объема) соединены между собой и корпусом реактора большими трубами. Эта конструкция может состоять из разного количества петель, обычно двух, трех или четырех.

Конструкция бассейнового типа (Pool type design): конструкция, в которой активная зона реактора погружена в бассейн с теплоносителем (водой или жидким металлом).

Подземная конструкция (Below ground design): инновационная конструкция ядерной установки, в которой все ядерное оборудование размещается под землей по соображениям безопасности, физической безопасности и/или экономическим причинам.

Плавающая конструкция (Floating design): конструкция АЭС, размещенная на плавучей платформе в море. Существует два основных типа плавающих АЭС: станция, размещаемая на стационарной платформе, которая находится на плаву, но прикреплена к морскому дну, подобно морским нефтяным платформам, и должна оставаться на одном месте в течение длительного периода времени; станция на мобильной платформе, такой как баржа или судно, которая может передвигаться самостоятельно или буксируется и должна менять свое местоположение по мере необходимости в соответствии с конкретным применением АЭС (например, для выработки электроэнергии или тепла).

3.8. НЕТЕХНИЧЕСКИЕ ОБЩЕУПОТРЕБИТЕЛЬНЫЕ ТЕРМИНЫ

Некоторые нетехнические термины нашли применение для описания концепций, в отношении которых заявляется, что все аварийные последовательности, потенциально могущие привести к неприемлемым последствиям, практически исключены благодаря применению соответствующих проектных решений. Использование этих терминов применительно к конкретной конструкции может служить указанием на то, что другие конструкции в этом отношении не являются таковыми.

Ниже приведены термины (в алфавитном порядке), которые употребляются, но не рекомендуются к использованию в технической документации без должного обоснования, поскольку они не выражают очевидного общеупотребительного или технического смыслового содержания:

катастрофоустойчивая конструкция/детерминированно безопасная конструкция (Catastrophe free design/deterministically safe design): термин, иногда используемый применительно к концепциям, в которых все аварийные последовательности, даже весьма маловероятные и приводящие к неприемлемым последствиям, практически исключены благодаря применению соответствующих проектных решений. Данный описательный термин не рекомендуется использовать для описания АЭС в целом или реактора станции, поскольку этот термин подразумевает абсолютную безопасность, что нереалистично. Кроме того, его употребление может привести к путанице, так как использование детерминированных методов является важной частью сложившейся практики лицензирования. В рамках лицензионной основы фактически все эксплуатируемые АЭС можно охарактеризовать как детерминированно безопасные. Наконец, употребление этого термина применительно к конкретной конструкции может служить указанием на то, что другие конструкции далеко не всегда являются катастрофоустойчивыми. Соответственно, использовать данный описательный термин не следует;

конструкция с внутренне присущей (естественной) безопасностью (Inherently safe design): в соответствии с [3], следует избегать безусловного употребления этого термина для описания конструкции АЭС в целом или реактора станции;

полностью безопасная конструкция/безопасная конструкция, не предусматривающая принятия противоаварийных действий персоналом (Walk away safe design): АЭС, при эксплуатации которых можно полностью рассчитывать на функционирование пассивных систем в течение неограниченного периода времени в плане предотвращения и смягчения последствий аварий без необходимости принятия оператором каких-либо действий. Употреблению этого термина допускает возможность интерпретации, что в случае возникновения аварии операторы могут покинуть станцию. Поэтому использовать этот описательный термин с коннотацией возможности покидания станции не следует;

революционная конструкция (Revolutionary design): иногда данный термин применяется для описания усовершенствованной конструкции, которая существенно отличается от эволюционной конструкции. По сути, этот термин характеризуется теми же признаками, что и термин «инновационная конструкция», но поскольку слово «революционный» может иметь некоторую негативную коннотацию, употребления этого термина следует избегать;

устойчивая к ошибкам конструкция/отказоустойчивая конструкция (Forgiving design/fault tolerant design): данный термин иногда используется вместо термина «пассивная конструкция», описание которого приведено в разделе 3.4. Следует избегать использования определения «устойчивый к ошибкам» в составе терминов, применяемых для описания АЭС. Отказоустойчивость обычно ассоциируется только с системами контроля и управления [4], и этот термин также не следует использовать для описания всей конструкции.

4. ТИПЫ РЕАКТОРОВ

Как показано на рис. 4, названия наиболее распространенных типов реакторов отражают разнообразные сочетания применяемого топлива и замедлителя и теплоносителя. Усовершенствованные и инновационные конструкции реакторов представлены почти в каждой категории этих общих типов реакторов.

Существующие АЭС и программы разработки охватывают технологии легководных реакторов (LWR), тяжеловодных реакторов (HWR), высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (HTGR) и реакторов с жидкометаллическим теплоносителем (LMR); кроме того, осуществлялась разработка конструкций жидкосолевых реакторов (MSR), и некоторые из них находятся на продвинутых стадиях разработки. Ряд этих технологий получил дальнейшее развитие применительно к реакторам меньшего размера и носит общее название реакторов SMR — реакторов малой и средней мощности или модульных реакторов (PMCM/MMP). Ниже приведены краткие определения ядерных реакторов различного типа.

4.1. ВОДООХЛАЖДАЕМЫЕ РЕАКТОРЫ

В XX веке водоохлаждаемые реакторы (WCR или WOP) стали базовой энергетической установкой в атомной отрасли, и усовершенствованные водоохлаждаемые реакторы продолжают играть лидирующую роль и в XXI веке.

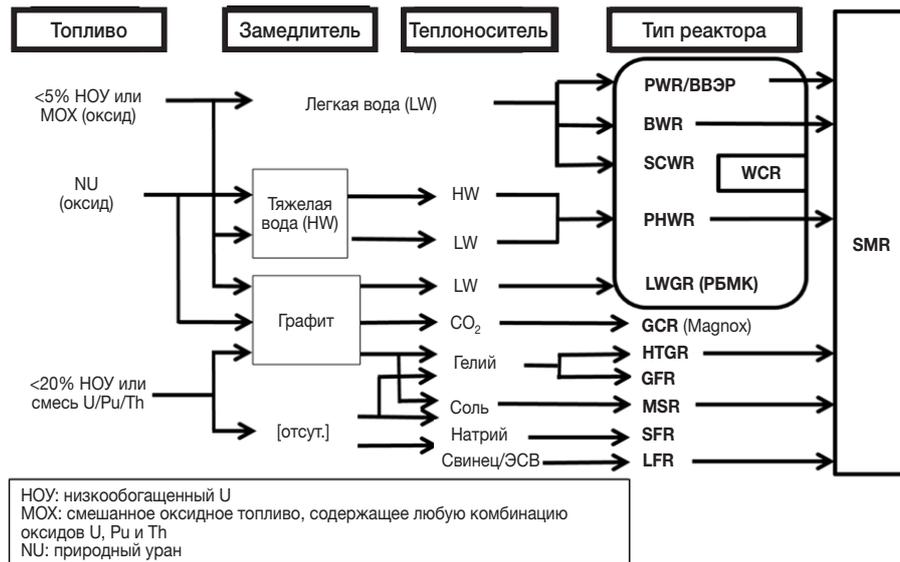


РИС. 4. Классификация ядерных реакторов по типу в зависимости от применяемого топлива, замедлителя и теплоносителя.

4.1.1. Реакторы с водой под давлением/водо-водяные энергетические реакторы (Pressurized water reactors/water-water energetic reactors)

Реакторы с водой под давлением (PWR) или ВВЭР производят пар для турбины в парогенераторах, которые соединены с корпусом реактора большими трубами, называемыми «горячими нитками» и «холодными нитками».

4.1.2. Кипящие реакторы (Boiling water reactors)

В кипящих реакторах (BWR) пар, образующийся в активной зоне, используется непосредственно в паровой турбине.

4.1.3. Тяжеловодные реакторы с водой под давлением/тяжеловодные реакторы (Pressurized heavy water reactors/heavy water reactors)

В тяжеловодных реакторах под давлением (PHWR) или тяжеловодных реакторах (HWR) используется «обогащенная» вода, молекулы которой содержат атомы водорода, более чем на 99% состоящие из дейтерия — более тяжелого изотопа водорода. Эта тяжелая вода, используемая в качестве замедлителя нейтронов, улучшает общий баланс нейтронов, позволяя применять топливо, не требующее обогащения. В некоторых конструкциях реакторов HWR применяется слабо обогащенное урановое топливо с целью повышения экономических показателей или эффективности использования ресурсов.

4.1.4. Сверхкритические водоохлаждаемые реакторы (Supercritical water reactors)

В целях повышения теплового КПД и экономических показателей АЭС проводятся исследования и разработки в области создания сверхкритических водоохлаждаемых реакторов (SCWR). Вода достигает своего сверхкритического состояния при температуре и давлении, превышающих критические значения, при которых отсутствует разница между жидким и газообразным состояниями. Вода в таком состоянии обычно используется в усовершенствованных

энергетических установках, в которых в качестве топлива используются уголь, мазут или газ. Как ожидается, КПД станций с реакторами SCWR будет приблизительно в 1,3 раза выше, чем у обычных станций с реакторами WCR.

4.2. ГАЗООХЛАЖДАЕМЫЕ РЕАКТОРЫ

Газоохлаждаемые реакторы (GCR) в настоящее время составляют около 3% общего парка реакторов, находящихся в коммерческой эксплуатации во всем мире, причем большинство из них — это построенные в Соединенном Королевстве усовершенствованные газоохлаждаемые реакторы с диоксидом углерода в качестве теплоносителя (AGR), которые будут постепенно выведены из эксплуатации в ближайшие десятилетия.

4.2.1. Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (High temperature gas cooled reactors)

Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (HTGR) — это реакторы с тепловым спектром и графитом в качестве замедлителя и отражателя, гелиевым теплоносителем и топливом в виде частиц (микросфер) с многослойным покрытием. Основная концепция не нова, прототипные реакторы HTGR были лицензированы, построены и эксплуатировались; последние две прототипных АЭС «Форт-Сент-Врейн» (США) и THTR-300 (Германия) были закрыты в 1980-х годах.

4.2.2. Модульный высокотемпературный газоохлаждаемый реактор (Modular high temperature gas cooled reactor)

Модульные высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (MHTGR) соответствуют концепции 1980-х годов, предложенной в Германии (концепция модуля высокотемпературного реактора) и США (разработка пассивно безопасного реактора HTGR). Для достижения целей безопасности конструкция базируется на высокотемпературных характеристиках, присущих топливным частицам (микросферам) с трехструктурным изотропным покрытием (TRISO), а также на пассивном отводе тепла от активной зоны с большим отношением высоты к диаметру и низкой плотностью мощности в стальном корпусе реактора без теплоизоляции. В обосновании безопасности никакой активной циркуляции или даже необходимости в теплоносителе не предусматривается. Конечным поглотителем тепла является система охлаждения полости активной зоны (охладитель снаружи, вокруг корпуса реактора с пассивными функциями), или в большинстве случаев это конструкция здания (бетон) и грунт вокруг него. Китайская установка HTR-PM является первым примером построенного реактора MHTGR.

4.3. ЖИДКОСОЛЕВЫЕ РЕАКТОРЫ

В жидкосолевых реакторах (MSR) или реакторах на солевых расплавах в качестве теплоносителя реактора, либо топлива и теплоносителя используются расплавленные соли. Большинство реакторов MSR — это реакторы с тепловым спектром нейтронов, в то время как жидкосолевые быстрые реакторы (MSFR) имеют спектр быстрых нейтронов.

4.4. БЫСТРЫЕ РЕАКТОРЫ

Быстрый реактор (БР) или реактор на быстрых нейтронах — это реактор, в котором не используется или практически не применяется замедлитель нейтронов и цепная реакция деления поддерживается в основном быстрыми нейтронами. Спектр быстрых нейтронов позволяет БР значительно увеличить энергетическую отдачу урана по сравнению с реакторами на тепловых нейтронах.

4.4.1. Быстрый реактор с жидкометаллическим теплоносителем (Liquid metal cooled fast reactor)

Быстрый реактор с жидкометаллическим теплоносителем (LMFR) — это реактор на быстрых нейтронах, в котором в качестве теплоносителя используется жидкий металл. Примерами жидкого металла, применяемого в этих конструкциях в качестве теплоносителя первого контура, являются натрий (в случае натриевого быстрого реактора или быстрого реактора с натриевым теплоносителем — SFR) и свинец и эвтектический сплав свинца и висмута (в свинцовом быстром реакторе или быстром реакторе со свинцовым теплоносителем — LFR). Технология с применением натриевого теплоносителя является достаточно зрелой и используется уже более 50 лет, и в некоторых инновационных конструкциях предлагается использовать свинцовые и свинцово-висмутовые эвтектические (LBE) теплоносители.

4.4.2. Жидкосолевым быстрый реактор (Molten salt fast reactor)

Жидкосолевым быстрый реактор или быстрый реактор на солевых расплавах (MSFR) — это БР, в котором теплоноситель или топливо и теплоноситель реактора представляют собой солевые расплавы.

4.4.3. Газоохлаждаемый быстрый реактор (Gas cooled fast reactor)

Газоохлаждаемый быстрый реактор или газоохлаждаемый реактор на быстрых нейтронах (GFR или GCFR) — это БР, в котором в качестве теплоносителя реактора используется гелий с целью максимально эффективного использования топлива за счет высокого теплового КПД.

4.5. РЕАКТОРЫ МАЛОЙ И СРЕДНЕЙ МОЩНОСТИ ИЛИ МОДУЛЬНЫЕ РЕАКТОРЫ

Реакторы малой и средней мощности или модульные реакторы SMR (PMCM/MMP) — это конструктивное решение, обеспечивающее удовлетворение потребностей в гибкой генерации электроэнергии для различных потребителей, энергосетей разного размера и разных применений. В случае реакторов малой и средней мощности под реакторами малой мощности понимаются реакторы мощностью до 300 МВт (эл.), а под реакторами средней мощности — реакторы нового поколения мощностью в диапазоне от 300 до 700 МВт (эл.). Малый модульный реактор определяется как усовершенствованный реактор, производящий электроэнергию при мощности модуля до 300 МВт (эл.) и проектируемый как одно- или многомодульная АЭС (см. раздел 2.3), системы и элементы которой с целью сокращения сроков строительства могут изготавливаться в виде модулей на заводе, а затем доставляться на площадку. Комиссия по ядерному регулированию США определяет реакторы SMR (PMCM/MMP) для целей расчета сборов как класс реакторов LWR, имеющих лицензионную тепловую мощность модуля менее или равную 1 000 МВт (тепл.). Эта мощность основывается на эквиваленте тепловой мощности легководного реактора SMR (PMCM/MMP) с электрической мощностью модуля 300 МВт (эл.) или менее [15].

4.6. МИКРОРЕАКТОРЫ

Микрореактор — это относительно новый термин, обозначающий реактор, способный производить от 1 до 30 МВт тепловой энергии, используемой непосредственно в качестве тепла или преобразуемой в электроэнергию. Элементы реактора изготавливаются и собираются в заводских условиях и доставляются к месту строительства. Микрореакторы самонастраиваются в любых условиях эксплуатации, и в их конструкции используются пассивные системы безопасности для предотвращения перегрева или расплавления активной зоны. Предполагается, что они будут работать в течение многих лет без перегрузки топлива, но во многих конструкциях требуется топливо с обогащением выше 5%.

4.7. УСКОРИТЕЛЬНО-УПРАВЛЯЕМЫЕ СИСТЕМЫ

Ускорительно-управляемая система (ADS) или электроядерная система (ЭЛЯС) — это инновационная концепция гибридной системы для трансмутации долгоживущих радионуклидов. Система ADS состоит из высокоэнергетического протонного ускорителя, тяжелой металлической мишени скалывания (расщепления), которая производит нейтроны при бомбардировке высокоэнергетическим пучком, и подкритической активной зоны реактора, имеющей нейтронную связь с мишенью скалывания.

5. КЛАССИФИКАЦИЯ КОНСТРУКЦИЙ РЕАКТОРОВ ПО НАЗНАЧЕНИЮ

5.1. КОММЕРЧЕСКИЕ РЕАКТОРЫ

Коммерческие реакторы — это реакторы на электростанциях, которые были построены в полном масштабе и предназначены исключительно для коммерческого использования в целях генерации электроэнергии и/или выработки технологического тепла для промышленных нужд или других неэлектрических применений [2].

5.2. ПЕРВЫЙ НЕ ИМЕЮЩИЙ АНАЛОГОВ ПРОЕКТ (FOAK-ПРОЕКТ) И ПОСЛЕДУЮЩИЙ ПРОЕКТ-АНАЛОГ (NOAK-ПРОЕКТ)

FOAK (first of a kind) — это аббревиатура, означающая «первый не имеющий аналогов» или «первый в своем роде» проект, т.е. первая из конструкций данного типа, а не прототипная или демонстрационная установка в единичном экземпляре. Эта аббревиатура используется для обозначения первого реактора данного типа, не имеющего аналогов, который был введен в эксплуатацию и в котором используются новые технологии или проектные решения. Стоимость таких проектов может значительно превышать стоимость осуществляемых впоследствии проектов, обозначаемых аббревиатурой NOAK (n-th of a kind, т.е. последующий проект-аналог или NOAK-проект), в которых были учтены уроки, извлеченные при реализации предыдущих проектов.

5.3. ПРОТОТИПНЫЕ РЕАКТОРЫ

Прототипный реактор — это первый физический реактор, на основе которого разрабатываются будущие коммерческие реакторы. Он может быть выполнен в уменьшенном масштабе или без некоторых систем (например, турбогенератора) и предназначается для демонстрации общих характеристик реактора, надежности, безопасности и экономичности.

5.4. ДЕМОНСТРАЦИОННЫЕ РЕАКТОРЫ

Демонстрационный реактор — это реактор, предназначенный для практической демонстрации функционирования усовершенствованной установки. Это может быть частично или полностью выполненный проект реактора в уменьшенном или полном масштабе, и он призван подтвердить эффективную и безопасную работоспособность эволюционных или инновационных проектных решений.

5.5. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ УСТАНОВКИ

Экспериментальная установка — это, как правило, первый проект, реализующий новую инновационную технологию, в котором реактор строится с целью валидации характеристик материалов и топлива активной зоны реактора, анализа связанных с безопасностью пределов и неопределенностей, а также получения критически важного опыта для лицензирования и коммерциализации в дальнейшем данной технологии.

6. ПАРАМЕТРЫ ЭКСПЛУАТАЦИОННОЙ ЭФФЕКТИВНОСТИ

6.1. ТЕХНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ

Коэффициент воспроизводства (КВ) (Breeding ratio (BR)): отношение конечного количества делящегося материала, произведенного в быстром или тепловом реакторе, к первоначально загруженному делящемуся материалу. Коэффициент воспроизводства отражает массу нарабатываемого топлива. Если $КВ < 1$, реактор является сжигающим топливо реактором, и это означает, что он потребляет больше делящегося материала, чем производит; если же $КВ > 1$, реактор относится к классу реакторов-размножителей; в случае когда $КВ = 1$ или коэффициент воспроизводства равен нулю, реактор называется реактором-изоразмножителем, который производит такое же количество топлива, какое он потребляет во время эксплуатации.

Глубина выгорания/выгорание (Burnup): интегральная энерговыработка в результате обеднения делящегося (расщепляющегося) материала, включая произведенный делящийся материал, в период нахождения топлива в активной зоне реактора, деленная на общую массу урана в свежем топливе (МВт сут/кг U или ГВт сут/т U).

Мощность (Capacity): количество электроэнергии (МВт (эл.)) или другого неэлектрического продукта, которую может производить АЭС или энергоблок.

Коэффициент использования (установленной) мощности (Capacity factor): отношение реальной энерговыработки АЭС за один типовой год или весь срок эксплуатации к максимально возможной энерговыработке при работе станции на номинальной мощности. Как правило, он

выражается в процентах. В базе данных МАГАТЭ PRIS [10] используется термин «коэффициент нагрузки», учитывающий производственные потери из-за изменения спроса.

Проектный срок службы (Design life): «Период, в течение которого установка или элемент, как ожидается, будет функционировать в соответствии с техническими условиями, по которым они были изготовлены» [4]. Применительно к АЭС это реальный срок, исчисляемый в годах эксплуатации АЭС, в течение которого все конструкции, системы и элементы остаются пригодными для выполнения своих функций. Он может включать масштабную реконструкцию или замену систем или элементов во время остановок в зависимости от концепции проектирования данной АЭС. Иногда используется другой термин — «эффективный год работы на полной мощности», который описывает срок службы элементов конструкции активной зоны, деградирующих в результате облучения.

Коэффициент полезного действия/КПД (Efficiency): отношение энерговыработки к тепловой мощности реактора. Применительно к электроэнергии этот показатель выражается как отношение полезной электрической мощности МВт (эл.) к тепловой мощности активной зоны МВт (тепл.).

Обогащение (Enrichment): массовая доля ^{235}U в топливе. Обогащенный уран содержит более высокую массовую долю ^{235}U , чем в природном уране, которая составляет 0,72% [6].

«Льготный» период (Grace period): «Период времени, в течение которого в случае возникновения события выполнение функции безопасности обеспечивается без необходимости осуществления действий со стороны персонала» [4].

Режим следования за нагрузкой/цикличность нагрузки (Load following/load cycling): режим работы АЭС, при котором электрическая мощность регулируется в течение суток в соответствии со спросом и/или в целях регулирования частоты в энергосети. Такая возможность маневрирования мощностью, обычно выражаемая в виде диапазона мощности и скорости изменения мощности, полезна в энергосетях с большой долей генераторов с прерывистым режимом работы.

6.2. ЭКОНОМИЧЕСКИЕ ПОКАЗАТЕЛИ

Расходы, связанные с реализацией проектов АЭС, возникают задолго до начала строительства и включают в себя затраты на инженерно-технические расчеты, НИОКР, испытания, демонстрацию безопасности концепции и лицензирование.

Определения терминов, часто используемых для описания экономических характеристик проекта АЭС, изложены ниже в порядке их значимости для расходов в течение всего срока службы станции.

Нормированные издержки на производство электроэнергии (НИПЭ) (Levelized cost of electricity (LCOE)): общие затраты на строительство, эксплуатацию и вывод из эксплуатации АЭС в течение ее жизненного цикла, деленные на общую выработку электроэнергии на АЭС (например, долл. США/кВт·ч). Эти издержки зависят от указанных ниже факторов в степени, примерно соответствующей порядку их следования.

Капитальные затраты, полная стоимость строительства (Capital cost, total construction costs): включают применительно к АЭС затраты на подготовку площадки, строительство, изготовление, ввод в эксплуатацию, финансирование (начисленные проценты в период строительства), рост издержек и непредвиденные расходы.

Единоразовые затраты на строительство/затраты на единовременное возведение (Overnight construction costs): базовая стоимость строительства плюс соответствующие затраты собственников, непредвиденные расходы и затраты на первую активную зону. Они называются «единоразовыми» или относящимися к «единовременному возведению», так как не включают затраты с учётом фактора времени. При этом учитываются затраты до начисления поступлений, но исключаются затраты на финансирование, возникающие в период строительства.

Продолжительность строительства (Construction time): чаще всего это период времени от начала строительства (т.е. заливки первого бетона для ядерной установки проекта) до ввода АЭС в коммерческую эксплуатацию, при этом могут использоваться также другие реперные точки (например, первый выход на критичность, первое подключение к энергосети и т.п.).

Стоимость капитала (Cost of capital): затраты на финансирование, связанные с инвестированным капиталом, выражаемые в процентном отношении.

Проценты в период строительства (Interest during construction): затраты на финансирование, возникающие в период строительства.

Ставка дисконтирования (Discount rate): процентная ставка, используемая для пересчета текущей стоимости денежной суммы, которую предполагается получить или выплатить в будущем. Ставка дисконтирования должна отражать связанный с проектом риск, к которому она применяется.

Заводское строительство (Factory construction): изготовление конкретного оборудования или готовых модулей для ядерно-энергетической системы на предприятии, оснащенный соответствующей техникой. Обеспечивает более высокий уровень эффективности, повторяемости, контроля процессов, обеспечения качества и стандартов производственных условий по сравнению со строительством на месте размещения объекта.

Затраты на эксплуатацию и техническое обслуживание (Operation and maintenance cost): расходы на эксплуатацию АЭС, включая ее техническое обслуживание (и в некоторых случаях затраты на топливо и затраты на вывод из эксплуатации и на обращение с отходами).

Затраты на топливо (Fuel cost): текущие расходы на топливо в период эксплуатации, часто выражаемые в процентах от затрат на эксплуатацию (и в некоторых случаях включающие расходы, связанные с отработавшим топливом).

Затраты на топливный цикл (Fuel cycle costs): издержки в дополнение к затратам на топливо, связанные с любой переработкой или применением усовершенствованного топлива. Они являются незначительными в случае существующих реакторов LWR, однако могут быть существенными при реализации инновационных проектов, таких как создание реакторов MSR или быстрых реакторов (БР).

Затраты на первую активную зону (First core costs): стоимость первой полной загрузки топлива для пуска реактора.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Terms for Describing New, Advanced Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-936, IAEA, Vienna (1997).
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, ARIS Database, IAEA, Vienna, <https://aris.iaea.org>
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Related Terms for Advanced Nuclear Plants, IAEA-TECDOC-626, IAEA, Vienna (1991).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA Nuclear Safety and Security Glossary: Terminology Used in Nuclear Safety, Nuclear Security, Radiation Protection and Emergency Preparedness and Response, 2022 (Interim) Edition, IAEA, Vienna (2022).
- [5] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Безопасность атомных электростанций: проектирование, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № SSR-2/1 (Rev. 1), МАГАТЭ, Вена (2016).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radioactive Waste Management Glossary, 2003 Edition, IAEA, Vienna (2003).
- [7] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Вехи развития национальной инфраструктуры ядерной энергетики, Серия изданий МАГАТЭ по ядерной энергии, № NG-G-3. 1 (Rev 1, МАГАТЭ. Вена (2020).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Managing Siting Activities for Nuclear Power Plants, IAEA Nuclear Energy Series No. NG-T-3.7 Rev. 1, IAEA, Vienna (2022).
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Design of the Reactor Containment and Associated Systems for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-53, IAEA, Vienna (2019).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, PRIS Database, IAEA, Vienna, <https://pris.iaea.org/PRIS/home.aspx>
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Advanced Large Water Cooled Reactors: A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) 2020 Edition, IAEA, Vienna (2020), https://aris.iaea.org/Publications/20-02619E_ALWCR_ARIS_Booklet_WEB.pdf
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Options to Enhance Proliferation Resistance of Innovative Small and Medium Sized Reactors, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-1.11, IAEA, Vienna (2014).
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, International Safeguards in the Design of Nuclear Reactors, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-2.9, IAEA, Vienna (2014).
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear Reactor Technology Assessment for Near Term Deployment, IAEA Nuclear Energy Series No. NR-T-1.10 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2022).
- [15] NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC 10 CFR § 170.3 Definitions, US Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part170/part170-0003.html>

СОКРАЩЕНИЯ

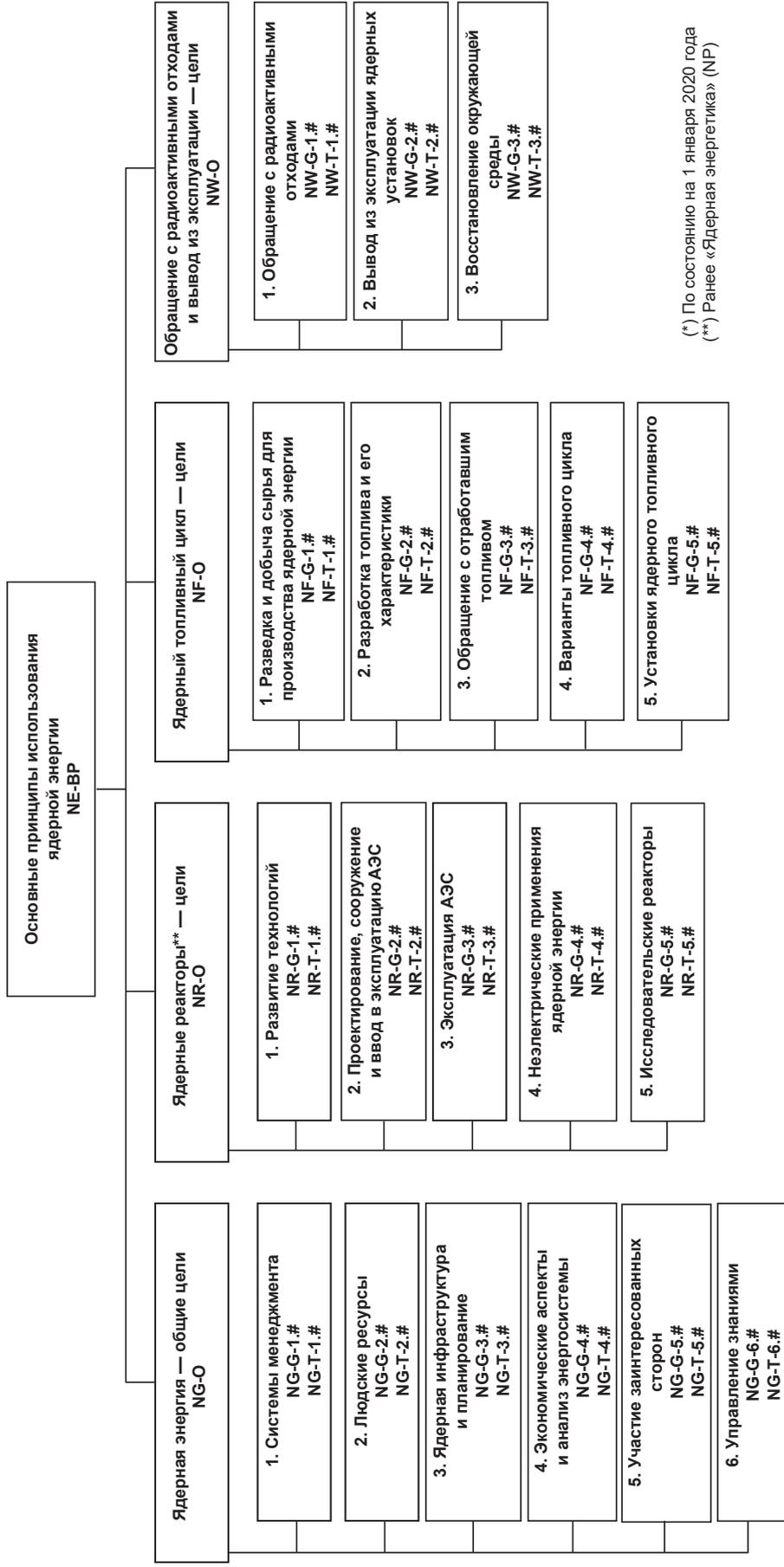
АРИС	Информационная система по усовершенствованным реакторам
АЭС	атомная электростанция
БР	быстрый реактор
ВВЭР	водо-водяной энергетический реактор
ЗАП	зона аварийного планирования
ЗПМ	зона предупредительных мер
ЗПСМ	зона планирования срочных защитных мер
НИОКР	научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы
НИПЭ	нормированные издержки на производство электроэнергии
НЯО	неядерное оборудование
МВт (эл.)	мегаватт электрической мощности
ОИЯЭП	организация-исполнитель ядерно-энергетической программы
ЯППУ	ядерная паропроизводящая установка
ADS	ускорительно-управляемая система
AGR	усовершенствованный газоохлаждаемый реактор
BWR	кипящий реактор
EPR	европейский реактор с водой под давлением
FOAK	(First Of A Kind) первый не имеющий аналогов проект (первый в своем роде проект), FOAK-проект
GFR	газоохлаждаемый быстрый реактор
HTGR	высокотемпературный газоохлаждаемый реактор
HWR	тяжеловодный реактор
LFR	быстрый реактор со свинцовым теплоносителем
LMFR	быстрый реактор с жидкометаллическим теплоносителем
LMR	реактор с жидкометаллическим теплоносителем
LWR	легководный реактор
MHTGR	модульный высокотемпературный газоохлаждаемый реактор
MSFR	жидкосолевой быстрый реактор
MSR	жидкосолевой реактор
NOAK	(Nth Of A Kind) последующий проект-аналог (n-ный в своем роде проект), NOAK-проект
PHWR	реактор с тяжелой водой под давлением
PWR	реактор с водой под давлением
SCWR	сверхкритический водяной реактор
SMR	реактор малой и средней мощности или модульный реактор (PMCM/MMP)
TRISO	топливо с трехструктурным изотропным покрытием
URD	документ «Требования эксплуатирующих организаций (энергопредприятий)»
WCR	водоохлаждаемый реактор (WOP)

СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ

Banoori, S.	Пакистанская комиссия по атомной энергии, Пакистан
Bilic Zabric, T.	Международное агентство по атомной энергии
Delmastro, D.	Национальная комиссия по атомной энергии, Аргентина
Ganda, F.	Международное агентство по атомной энергии
Jevremovic, T.	Международное агентство по атомной энергии
Karseka-Yanev, T.	Международное агентство по атомной энергии
Krause, M.	Международное агентство по атомной энергии
Кривенцев, В.	Международное агентство по атомной энергии
Mathers, D.	Научно-исследовательское бюро ядерных инноваций, Соединенное Королевство
Memmott, M.	Университет Бригама Янга, Соединенные Штаты Америки
Moriwaki, M.	Хитати-Дженерал электрик нуклеар энерджи, лтд., Япония
Reitsma, F.	Международное агентство по атомной энергии
Subki, M.H.	Международное агентство по атомной энергии
Whitlock, J.	Международное агентство по атомной энергии

Совещание консультантов
Вена, Австрия: 29–30 июля 2020 года

Структура Серии изданий МАГАТЭ по ядерной энергии*



(*) По состоянию на 1 января 2020 года
(**) Ранее «Ядерная энергетика» (NP)

Обозначения

BP: Основные принципы
Цели
G: Руководства и методологии
Технические доклады
№ 1–6: Обозначение тематик
#: Номер руководства или доклада

Примеры

NG-G-3.1: Общая тематика (NG), руководства и методологии (G), ядерная инфраструктура и планирование (тематика 3), #1
NR-T-5.4: Ядерные реакторы (NR), технический доклад (T), исследовательские реакторы (тематика 5), #4
NF-T-3.6: Ядерное топливо (NF), технический доклад (T), обращение с отработавшим топливом (тематика 3), #6
NW-G-1.1: Обращение с радиоактивными отходами и вывод из эксплуатации (NW), руководства и методологии (G), обращение с радиоактивными отходами (тематика 1), #1



IAEA

Международное агентство по атомной энергии

№ 26

ЗАКАЗ В СТРАНАХ

Платные публикации МАГАТЭ могут быть приобретены у перечисленных ниже поставщиков или в крупных книжных магазинах.

Заказы на бесплатные публикации следует направлять непосредственно в МАГАТЭ. Контактная информация приводится в конце настоящего перечня.

СЕВЕРНАЯ АМЕРИКА

Bernan / Rowman & Littlefield

15250 NBN Way, Blue Ridge Summit, PA 17214, USA

Тел.: +1 800 462 6420 • Факс: +1 800 338 4550

Эл.почта: orders@rowman.com • Сайт: <http://www.rowman.com/bernan>

ОСТАЛЬНЫЕ СТРАНЫ

Просьба связаться с местным поставщиком по вашему выбору или с вашим основным дистрибьютером:

Eurospan Group

Gray's Inn House

127 Clerkenwell Road

London EC1R 5DB

United Kingdom

Торговые заказы и справочная информация:

Тел: +44 (0) 1767604972 • Факс: +44 (0) 1767601640

Эл.почта: eurospan@turpin-distribution.com

Индивидуальные заказы:

www.eurospanbookstore.com/iaea

Дополнительная информация:

Тел: +44 (0) 2072400856 • Факс: +44 (0) 2073790609

Эл.почта: info@eurospangroup.com • Сайт: www.eurospangroup.com

Заказы на платные и бесплатные публикации можно направлять напрямую по адресу:

Группа маркетинга и сбыта (Marketing and Sales Unit)

Международное агентство по атомной энергии

Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Vienna, Austria

Телефон: +43 1 2600 22529 или 22530 • Факс: +43 1 26007 22529

Эл.почта: sales.publications@iaea.org • Сайт: <https://www.iaea.org/ru/publikacii>

