

УДК 621.039

БЫСТРЫЕ РЕАКТОРЫ С ТЯЖЕЛЫМ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ: ОСОБЕННОСТИ И СОСТОЯНИЕ РАЗРАБОТКИ© 2022 г. Б. А. Габараев^{1, *}, А. И. Орлов^{2, **}¹Акционерное общество “Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н.А. Доллежала”, НИУ “МЭИ”, Москва, Россия²Акционерное общество “ПРОРЫВ”, Москва, Россия

*e-mail: boris-gabaraev@yandex.ru

**e-mail: oai@proryv2020.ru

Поступила в редакцию 01.11.2021 г.

После доработки 02.02.2022 г.

Принята к публикации 15.02.2022 г.

Одной из наиболее перспективных технологий, способных решить накопившиеся проблемы мировой ядерной энергетики, являются быстрые реакторы с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем (ТЖМТ – свинец или эвтектический висмут-свинцовый сплав). Разработки данной инновационной энерготехнологии проводятся в России, США, Китае и Европейском союзе. Лидером является Россия, уделявшая в течение ряда десятилетий этой тематике приоритетное внимание. В июне 2021 г. началась заливка первого бетона в основание российского реактора БРЕСТ-ОД-300 со свинцовым теплоносителем, пуск которого намечен на 2026 г. Также обращает на себя внимание состояние разработок семейства китайских реакторов CLEAR. Выполнен большой объем НИОКР, сооружаются крупномасштабные неядерные экспериментальные установки. Международные консорциумы по разработке реакторов ALFRED, PLFR и MYRRHA также не предвидят неразрешимых технических проблем, формулируют требования к необходимым для дальнейших работ экспериментальным установкам и кандидатным материалам и технологиям.

Ключевые слова: быстрый реактор, тяжелый жидкометаллический теплоноситель, замкнутый ядерный топливный цикл, Россия, США, Китай, Европейский союз

DOI: 10.31857/S0002231022030025

ВВЕДЕНИЕ

В 70-х годах прошлого века мировое экспертное сообщество видело прогноз развития ядерной энергетики (ЯЭ) в безусловно оптимистичных тонах, предполагая дальнейшее стремительное развитие данной отрасли, вплоть до того, что к 20-м гг. XXI в. ЯЭ должна была занять 30% в мировом объеме энергопроизводства [1]. Однако данным прогнозам не суждено было сбыться.

По состоянию на начало 2020 г. по данным МАГАТЭ [2] в мире эксплуатировались 444 ядерных энергоблоков общей установленной электрической мощностью (нетто) примерно 392 ГВт, и 54 ядерных энергоблока (57.4 ГВт) находились в стадии строительства. Согласно данным 2016 г., вклад ЯЭ в мировое энергопроизводство составляет 5%, при этом доля в производстве электричества составляет 10%. В России же доля атомной энергии в общем производстве электроэнергии составляет 20%.

Энергопотребление в мире продолжает расти, несмотря на рецессию 2008–2009 гг. и большую неопределенность в перспективах дальнейшего развития экономики, глав-

ным образом, за счет развивающихся стран, и эта тенденция сохранится, по крайней мере, на десятилетия вперед.

Основу современной мировой ядерной энергетики (ЯЭ) составляют тепловые реакторы (ТР) с урановым топливом в режиме открытого ядерного топливного цикла (ОЯТЦ). Технологическая база LWR, составляющих основу мировой ЯЭ, достаточна для прогнозируемых (до 2050 г.) масштабов строительства АЭС, однако ее потенциал в решении долгосрочных энергетических проблем ограничен из-за несоответствия уровня технической безопасности основному требованию к крупномасштабной ЯЭ – исключению аварий, требующих эвакуации населения (Три-Майл-Айленд – 1979 г.; Чернобыль – 1986 г.; Фукусима – 2011 г.).

В рамках организованного в начале века крупнейшего международного форума GENERATION-IV страны-разработчики ядерных технологий выработали требования к реакторам нового 4-го поколения [3]. Среди шести технологий, выбранных для совместного развития, четыре – это различные технологии БР и ЗЯТЦ.

В рамках другого крупнейшего международного проекта МАГАТЭ – ИНПРО были сформулированы требования пользователей к инновационным ЯЭ системам, удовлетворяющим принципам устойчивого развития [4]. Исследования ИНПРО также подтвердили важность развития технологий БР и ЗЯТЦ в особенности для стран с большим парком АЭС или планирующих масштабное развитие ЯЭ.

Одной из наиболее перспективных технологий, способных решить накопившиеся проблемы мировой ЯЭ, являются быстрые реакторы с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем (ТЖМТ). Обзор основных проектов в данной области приведен в данной статье.

1. ОПЫТНО-ДЕМОНСТРАЦИОННАЯ РЕАКТОРНАЯ УСТАНОВКА БРЕСТ-ОД-300

Энергоблок с РУ БРЕСТ-ОД-300 с плотным нитридным топливом и высококипящим свинцовым теплоносителем разрабатывается в рамках проектного направления “Прорыв” для формирования, реализации и демонстрации инновационных технологий ядерной энергетики естественной безопасности на основе быстрых реакторов и их замкнутого ядерного топливного цикла. РУ БРЕСТ-ОД-300 рассматривается как прототип будущих коммерческих быстрых реакторов типа БРЕСТ для крупномасштабной ядерной энергетики, которая в состоянии взять на себя основной прирост производства электроэнергии и на многие годы решить проблему энергетического обеспечения устойчивого развития человечества.

Энергоблок предполагается эксплуатировать в составе ОДЭК с пристанционным замкнутым ядерном топливном циклом. Отработка полного технологического цикла является второй основной задачей его создания. Основные технические характеристики энергоблока и реакторной установки приведены ниже [1].

Характеристики энергоблока. Энергоблок, реакторная установка и основная часть оборудования являются инновационными и не имеют действующих аналогов. Выбор основных технических характеристик и конструкторских решений в РУ БРЕСТ-ОД-300, включая уровень мощности 700 МВт(т), специфическую схему циркуляции свинцового теплоносителя, систему нормального и аварийного расхолаживания и др., определялся не только задачей продемонстрировать свойства естественной безопасности этой реакторной технологии, учитывались также требования преемственности технических решений в будущих разработках РУ большей мощности.

Основные характеристики энергоблока и РУ БРЕСТ-ОД-300

Номинальная тепловая/электрическая мощность, МВт	700/300
КИУМ	0.8
Интервал работы между перегрузками топлива, эф. сут	300

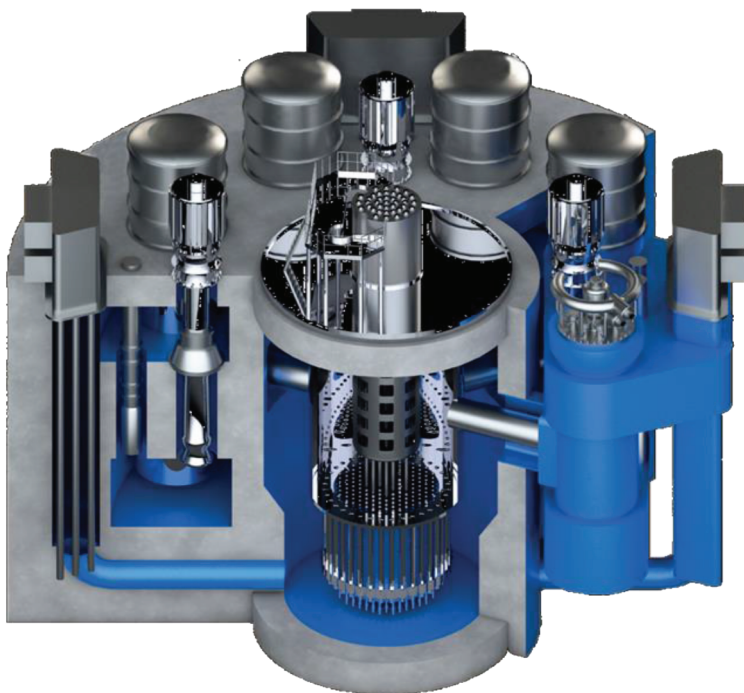


Рис. 1. Реакторная установка БРЕСТ-ОД-300.

Температура теплоносителя на входе/выходе из активной зоны, °С	420/535
Температура/давление пара, °С/МПа	505/17
КПД, %	43.5
Объем теплоносителя первого контура, м ³	900
Сейсмостойкость ПЗ/МРЗ, балл	7/8
Срок эксплуатации, лет	30
Численность промышленно-производственного персонала, чел.	316

Реакторная установка БРЕСТ-ОД-300 является главным инновационным решением в составе энергоблока. Ее схема приведена на рис. 1. Особенность реакторного блока — его бассейновая конструкция с интегральной компоновкой свинцового контура, содержащего в своем составе активную зону с отражателями и органами СУЗ, парогенераторы (ПГ), насосы, оборудование перегрузочного комплекса, системы очистки свинца и поддержания в нем кислородного режима, а также другое вспомогательное оборудование, размещенные в облицованных сталью центральной и четырех периферийных (по числу петель циркуляции свинцового теплоносителя) полостях металлобетонного корпуса с системой охлаждения (рис. 2 и 3). Температура наружной поверхности корпуса на границе со строительными конструкциями поддерживается в допустимых пределах системой охлаждения естественной циркуляцией воздуха.

Принудительная циркуляция свинца через активную зону обеспечивается создаваемой насосами разницей уровней “холодного” и “горячего” теплоносителя. Охлажденный в ПГ свинец подается насосами на верхний (напорный) уровень и далее по опускающему кольцевому участку контура в центральной полости поступает на вход в актив-

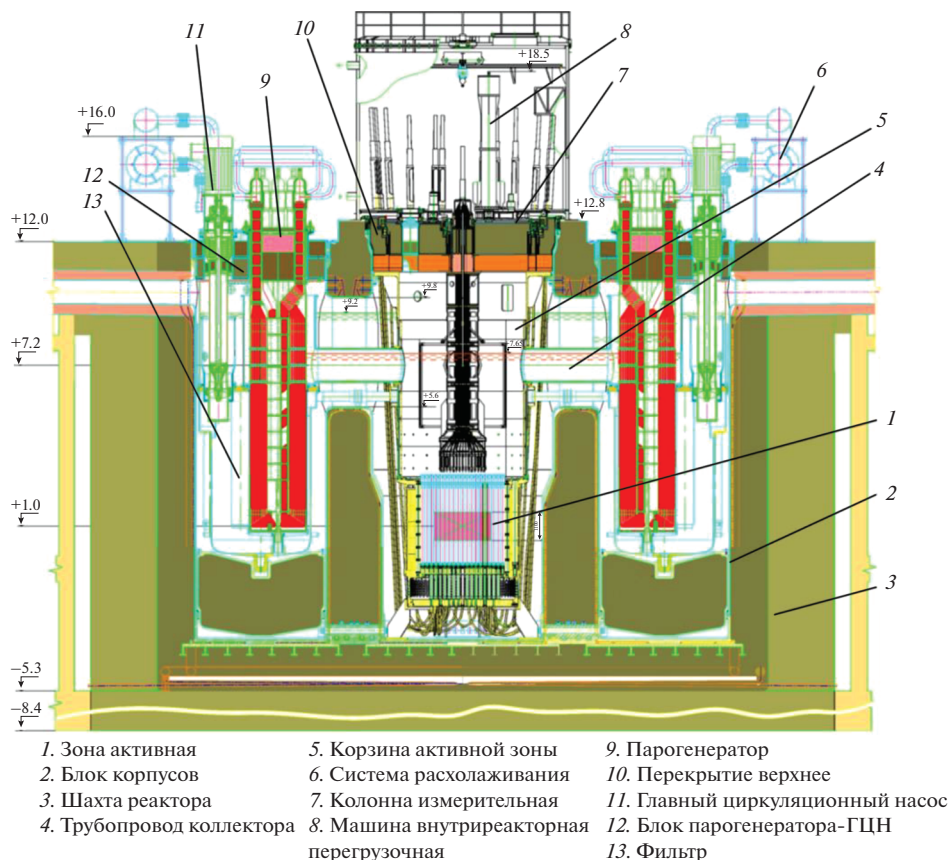


Рис. 2. Продольный разрез РУ БРЕСТ-ОД-300: 1 – активная зона (а.з.); 2 – блок корпусов; 3 – шахта реактора; 4 – трубопровод коллектора; 5 – корзина а.з.; 6 – система расхолаживания; 7 – колонна измерительная; 8 – машина внутриреакторная перегрузочная; 9 – ПГ; 10 – перекрытие верхнее; 11 – ГЦН; 12 – блок ПГ-ГЦН; 13 – фильтр.

ную зону, где при проходе через активную зону снизу вверх нагревается. Далее свинец поступает в ПГ и через межтрубное пространство, отдавая тепло воде-пару 2-го контура, стекает в камеры всаса, откуда насосами поднимается на верхний свободный уровень. На выходе из насоса свинцовый теплоноситель входит в контакт с газовым контуром, где осуществляется сепарация захваченного свинцом газа, а также пара в случае течи труб ПГ.

Питательная вода 2-го контура, догретая свежим паром в смешивающем подогревателе высокого давления до температуры 340°C , подается при давлении 18.5 МПа на вход каждого ПГ. Этим достигается предотвращение падения температуры свинцового теплоносителя ниже температуры его плавления (327°C) при пусковых режимах реактора и в аварийных ситуациях. Особенностью 2-го контура является то, что в отличие от существующих проектов АС на него не возлагаются функции безопасности по аварийному отводу тепла от реактора.

Активная зона РУ БРЕСТ-ОД-300, набранная из 169 шестигранных ТВС бесчехловой конструкции, выполнена в виде двух радиальных зон – центральной (ЦЗ) и периферийной (ПЗ) (рис. 4). Дистанционирование и крепление стержневых твэлов в ТВС

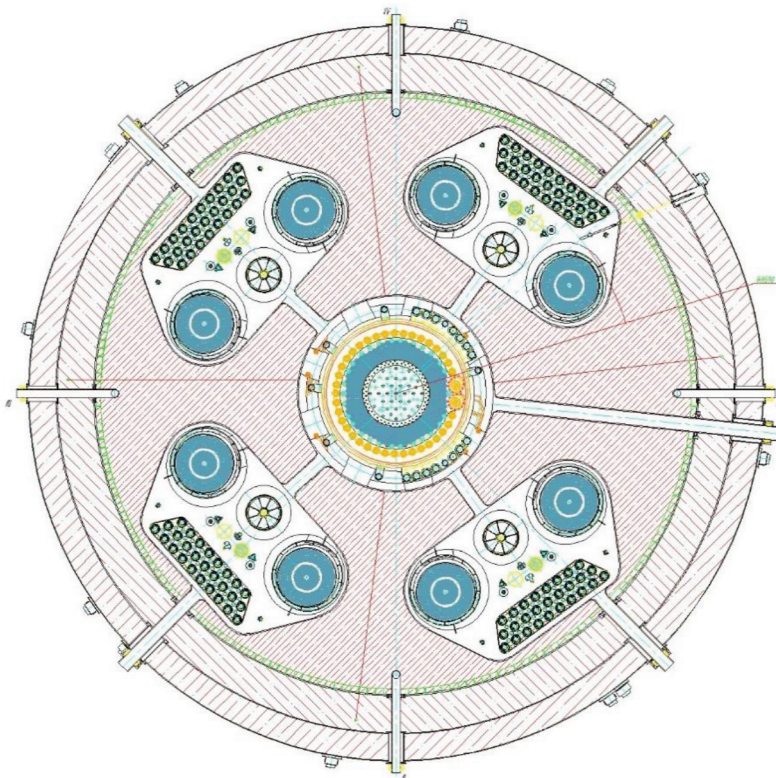


Рис. 3. Поперечный разрез РУ БРЕСТ-ОД-300.

осуществляется решетками. Состав топлива, количество и шаг твэлов во всех ТВС одинаковый. Выравнивание мощностей, максимальных температур твэлов и подогревов теплоносителя по ТВС обеспечивается радиальным профилированием топливной загрузки и расхода свинца путем использования в ТВС ЦЗ твэлов меньшего диаметра, а в ТВС ПЗ – большего. Использование во всех ТВС топлива с одним и тем же составом при условии полного воспроизводства делящихся нуклидов в активной зоне ($K_{BA} \sim 1$) обеспечивает стабильность выровненных распределений по кампании.

Основные характеристики активной зоны БРЕСТ-ОД-300

Количество ТВС в активной зоне, шт.	169
Максимальный запас реактивности на мощности, $\beta_{эф}$	0.54
Температурно-мощностной эффект, %	–0.57
Средняя теплонапряженность, МВт/м ³	175
Максимальная линейная нагрузка на твэл, Вт/см	410
Максимальное выгорание топлива, % т.а.	6*/9
Масса стартовой загрузки СНУП топлива, т	20.8
Масса плутония в стартовой загрузке, т	2.67
Масса топлива при перегрузке при максимальном выгорании 6%/9% т.а.т., т	7.2/4.8
Коэффициент воспроизводства (КВ и КВА)	1.05

*Для начального этапа эксплуатации

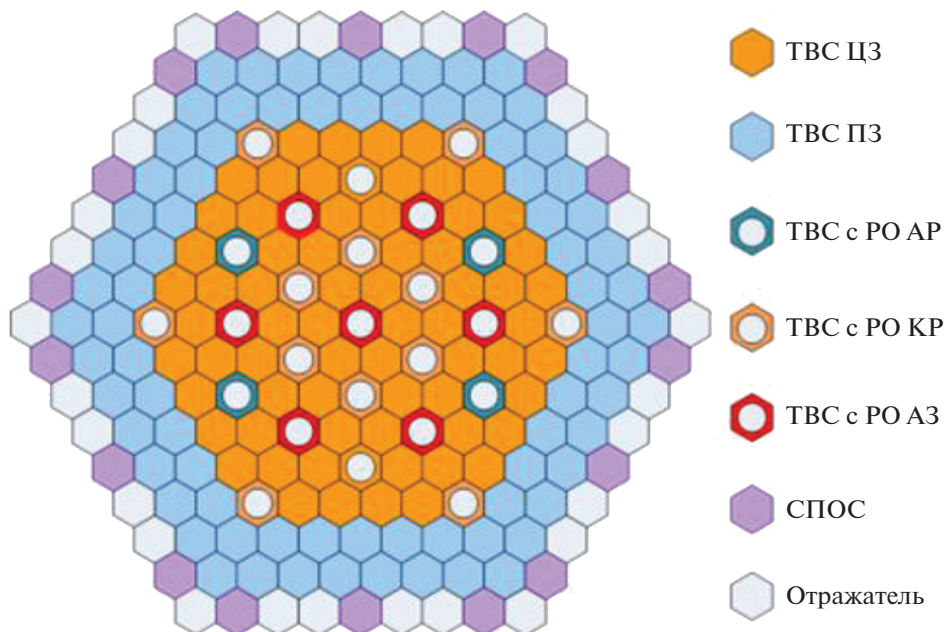


Рис. 4. Активная зона ВУ БРЕСТ-ОД-300.

Часть ТВС ЦЗ наряду с ТВЭлами содержит в своем составе рабочий орган системы управления и защиты (РО СУЗ). Совокупность РО СУЗ образует две независимые системы остановки реактора, одна из которых, набранная из РО АЗ, является системой аварийной защиты, а другая, набранная из органов компенсации и автоматического регулирования реактивности (РО КР) и (РО АР), образует вторую систему. Приводы РО СУЗ расположены на верхней поворотной пробке, а сами РО в выведенном положении находятся под активной зоной. При перегрузках топлива приводы расцепляются от РО, которые всплывают в активную зону и удерживаются в ней под воздействием силы Архимеда, обеспечивая глубоко подкритическое состояние ВУ.

Использование бесчехловых ТВС по сравнению с чехловыми обеспечивает более высокий уровень безопасности. Для бесчехловой ТВС при перекрытии расхода теплоносителя на входе теплоотвод обеспечивается за счет перетока теплоносителя из “соседних” ТВС. Расчеты показали, что постулированное перекрытие расхода теплоносителя на входе семи ТВС бесчехловой конструкции в центральной части активной зоны не приводит к росту температуры поверхности ТВЭлов, превышающему принятый критерий приемлемости 800°C.

Активная зона окружена рядами заменяемых блоков свинцового отражателя и стальной защиты, зона воспроизводства в проекте отсутствует. Блоки отражателя выполнены в виде шестигранного плотного стального кожуха, заполненного свинцовым теплоносителем с малым расходом циркуляции. Часть блоков свинцового отражателя выполнена в виде устройств, подобных газовому колоколу, уровень столба свинца в которых “отслеживает” напор (расход) теплоносителя и влияет на утечку нейтронов. Каналы со столбами свинца, являющиеся элементами системы пассивной обратной связи (СПОС), обеспечивают связь мощности (реактивности) реактора с расходом (напором) теплоносителя через активную зону, позволяют уменьшить оперативный запас реактивности на стержнях регулирования и являются важным фактором без-

Таблица 1. Основные параметры реактора ALFRED на разных этапах демонстрационной программы

	Этап 0 (пусковой)	Этап 1 (низкотем- пературный)	Этап 2 (среднетем- пературный)	Этап 3 (высокотем- пературный)
Температура на входе активной зоны, °C	390	390	400	400
Температура на выходе активной зоны, °C	390	430	480	520
Тепловая мощность, МВт	≈0	100	200	300

опасности, вводя отрицательную реактивность при снижении или отключении принудительного расхода.

Отсутствие традиционного для быстрых реакторов уранового blankets и замена его на блоки свинцового отражателя исключает наработку плутония оружейного качества (технологическая мера усиления режима нераспространения ядерного оружия), способствует выравниванию пространственного распределения поля нейтронов и мощности в активной зоне и исключает ввод положительной реактивности при снижении уровня свинца в контуре в случае течи или откачки теплоносителя.

2. PEAKTOP ALFRED (ADVANCED LEAD-COOLED FAST REACTOR EUROPEAN DEMONSTRATOR)

Реактор ALFRED изначально был спроектирован с повышенным запасом безопасности [5], и в настоящее время его технический проект подвергается существенному изменению с целью упрощения конструкции, повышения надежности и обеспечения масштабируемости. Международный консорциум FALCON во главе с итальянской Ansaldo Nucleare и румынской ICN намерен к 2035–2040 гг. превратить реактор ALFRED в прототип конкурентоспособного коммерческого быстрого реактора со свинцовым теплоносителем для атомной станции малой мощности (ACMM). Предложен поэтапный план демонстрационной программы развития реактора ALFRED, основные параметры которого показаны в табл. 1.

Температура теплоносителя на выходе из активной зоны будет повышаться постепенно от этапа к этапу, переходя от достигнутого на исследовательской установке уровня к уровню, требуемому для коммерческих установок. Параллельно с демонстрационной программой реактора ALFRED, которая позволит накопить опыт эксплуатации и проверить вопросы, связанные с безопасностью, будет реализовываться программа НИОКР, обеспечивающая эту демонстрационную программу усовершенствованными технологическими и конструкторскими решениями.

Циркуляционный контур свинцового теплоносителя реактора ALFRED (конфигурация, основные зоны, направление течения свинца) показан на рис. 5.

На этапе 1 проводятся исследования двух важнейших аспектов технологии быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем:

- совместимость свинца с конструкционными материалами;
- регулирование физхимии свинцового теплоносителя.

В реакторе ALFRED планируется поддерживать концентрацию растворенного кислорода в жидком свинце от 10^{-6} до 10^{-8} вес. % и применять конструкционные материалы ядерной чистоты (в особенности, аустенитные стали типа 316 или 15-Ti), показавшие совместимость со свинцом в выбранном диапазоне температуры. Однако в настоящее время в странах ЕС для бассейновых систем пока не разработана реальная технология локального регулирования концентрации растворенного кислорода, поэтому на первом этапе реактор ALFRED будет работать с приблизительно равномер-

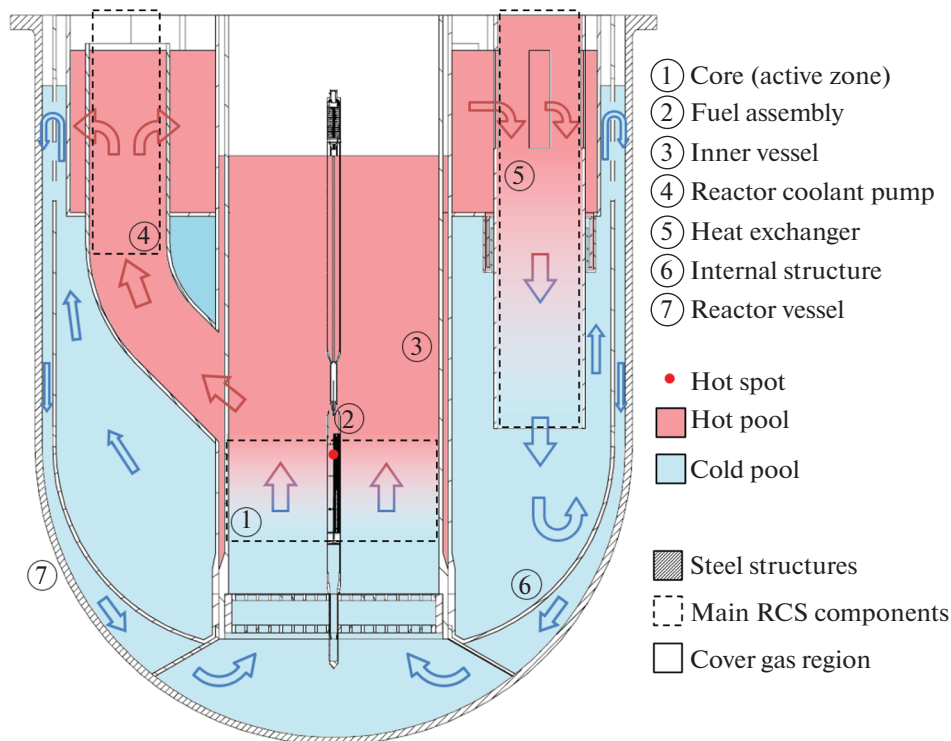


Рис. 5. Циркуляционный контур свинцового теплоносителя реактора ALFRED (конфигурация, основные зоны, направление течения свинца): Core (active zone) – активная зона; Fuel assembly – тепловыделяющая сборка; Inner vessel – внутренний корпус; Reactor coolant pump – циркуляционный насос теплоносителя; Heat exchanger – теплообменник; Internal structure – внутренняя разделительная конструкция; Reactor vessel – корпус реактора; Hot spot – горячее пятно; Hot pool – горячая зона; Cold pool – холодная зона; Steel structures – стальные конструкции; Main RCS components – основные внутриконтурные элементы; Cover gas region – защитный газовый объем.

ной концентрацией растворенного кислорода 10^{-7} вес. % плюс/минус один порядок величины.

На следующих этапах потребуются специальные квалификационные программы перед внедрением технологического решения в реактор, применение различных стратегий в самом реакторе или параллельно в отдельных экспериментальных установках. Более того, впоследствии будут решаться другие проблемы технологии быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем:

- минимизация скорости течения теплоносителя в первом контуре (за исключением области легкозаменяемого рабочего колеса циркуляционного насоса), как и зоны с резким изменением количества движения (например, зоны сильной турбулентности или столкновения потоков);

- внедрение саморегулируемой пассивной системы отвода остаточного тепловыделения, благодаря которой расчетное время до застывания свинцового теплоносителя значительно снизилось по сравнению с ранее заявленным 72-часовым периодом;

- применение более компактных внутриконтурных элементов (весь ядерный остров должен быть установлен на опоры из высокодемпфирующей резины) уже проверенных при полномасштабных динамических колебаниях;

— все элементы, подлежащие эксплуатационному контролю, должны быть сделаны извлекаемыми и заменимыми, что позволяет производить контроль и ремонт в отсутствие расплава свинца и, кроме того, расширяет демонстрационные возможности реактора ALFRED.

Для нормального эксплуатационного режима конструкционных материалов в горячей зоне (выходной коллектор активной зоны и входные коллекторы теплообменников) температурные условия работы составляют 430, 480 и 520°C при тепловой мощности реактора 100, 200 и 300 МВт соответственно [5]. В условиях аварийного режима максимальная температура конструкционных материалов в этой же зоне при тех же значениях тепловой мощности реактора составляют 480, 590 и 680°C.

Следует отметить, что максимальная температура конструкционных материалов достигается не в горячей зоне, а в так называемом “горячем пятне” активной зоны с ее неравномерным энерговыделением, т.е. на наружной поверхности стенки твэла самого горячего канала. В зависимости от тепловой мощности реактора (100, 200 и 300 МВт) максимальная температура конструкционных материалов в “горячем пятне” составляла 450, 535 и 600°C для нормального эксплуатационного режима и 520, 650 и 800°C для аварийного.

С учетом температурных и радиационных условий разработана стратегия подхода к различным внутриконтурным элементам реактора ALFRED. Предложена логика категоризации защитных мер с указанием соответствующего риска. Разработана таблица предварительной категоризации защитных мер для внутриконтурных элементов реактора ALFRED, согласно которой для тепловыделяющих сборок (ТВС) и твэлов риск является умеренно высоким, для внутреннего корпуса, корзины активной зоны, диагональной решетки, внутренней конструкции, теплообменников (парогенераторы и система отвода остаточного тепловыделения, вала и крыльчатки) уровень риска несколько ниже, а именно средний. Самый низкий уровень риска имеет место для корпуса реактора.

Наиболее напряженными элементами по температуре и облучению являются оболочки твэлов. По этой причине ТВС планируют менять каждые пять лет, причем ТВС, предназначенные для следующего этапа, предварительно испытывают во время текущего этапа, помещая их в центре активной зоны.

Показанная в табл. 1 поэтапная демонстрационная программа развития реактора ALFRED предусматривает [6], особенно на третьем этапе (работа на полной мощности), существенно иные условия работы, чем предполагалось в первоначальной концепции установки. Для оперативного проведения квалификационных вне реакторных испытаний тех усовершенствований, которые предлагаются применительно к изменившимся условиям работы, в ЕС не хватает облучательных установок. Потеря времени отдалает момент выхода технологии быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем на коммерческий рынок. Это обстоятельство подтолкнуло к внесению изменений в конструкцию активной зоны реактора ALFRED с целью проведения квалификационных испытаний предлагаемых усовершенствований на текущем этапе и внедрения успешно испытанных усовершенствований на последующих этапах.

При внесении изменений в конструкцию активной зоны реактора ALFRED разработчики руководствовались критерием пригодности результирующей конструкции на всех трех этапах демонстрационной программы развития реактора, особенно на последнем этапе, когда установка работает на полной мощности.

Стремление сохранить присущие демонстрационной установке ALFRED большие запасы по безопасности и технологичность привело к необходимости уменьшения массового расхода свинцового теплоносителя. Разработчики достигли этого не только за счет снижения скорости свинца, они с целью улучшения нейтронно-физических характеристик одновременно уменьшили шаг решетки твэлов в ТВС и увеличили активную длину твэлов. Кроме того, было принято решение поместить в центр каждой ТВС измерительный макетный стержень для внутриреакторного контроля эксплуата-

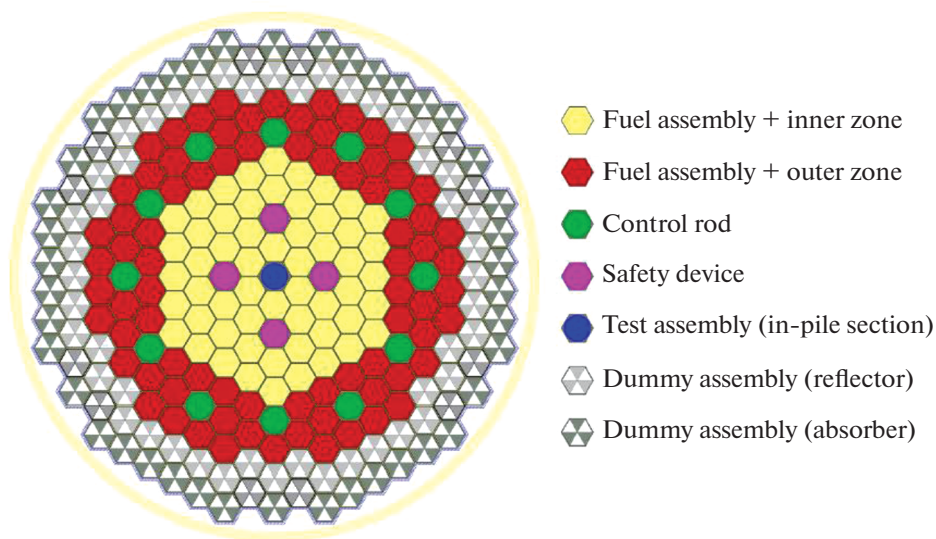


Рис. 6. Поперечное сечение новой конфигурации активной зоны реактора ALFRED: Fuel assembly – Inner zone – ТВС-внутренняя зона; Fuel assembly-outer zone – ТВС-наружная зона; Control rod – регулирующий стержень; Safety device – элемент аварийной защиты; Test assembly in-pile section – внутриреакторный экспериментальный участок; Dummy assembly (reflector) – макетные ТВС (отражатель); Dummy assembly (absorber) – макетные ТВС (поглотитель).

ционных параметров. Основные изменения параметров активной зоны показаны в табл. 2.

Расчеты показали, что перепад давления в активной зоне уменьшился с 1.08 до 0.78 бар, улучшились нейтронно-физические характеристики, благодаря увеличению как объемной доли топлива в ячейке ТВС с 30.3 до 31.6%, так и отношения высоты активной зоны к ее диаметру с 0.489 до 0.752. Действительно, увеличение длины твэла (табл. 2) позволяет уменьшить число твэлов, необходимых для получения номинальной мощности реактора при той же линейной нагрузке, и снизить тем самым необходимое число ТВС. Соответственно уменьшается радиус активной зоны, которая в этом случае умещается во внутреннем корпусе диаметром 2.9 м.

С учетом изменений конструкции ТВС получена показанная на рис. 6 конфигурация активной зоны, включающая 134 ТВС, 12 регулирующих стержней, 4 элемента системы аварийной остановки и 1 специальную позицию для проведения внутриреакторных облучательных экспериментов. Эти сборки окружены 102 макетными ТВС

Таблица 2. Основные изменения параметров активной зоны

	Предыдущая конфигурация (проект "LEADER")	Новая конфигурация (проект "FALCON")
Массовый расход свинца, кг/с	≈25694	≈17174
Скорость свинца, м/с	≈1.368	≈1.278
Шаг решетки твэлов в ТВС, мм	13.86	13.60
Активная длина твэлов, см	60	81

(вытеснителями), образующими два концентрических кольца, внутреннее из которых отражает нейтроны утечки обратно в активную зону, а наружное экранирует внутренний корпус от радиационного облучения.

Расчеты по программе ERANOS 2.2N показали, что приведенная конфигурация активной зоны удовлетворяет требованиям по критичности реактора во время работы реактора, снижению неравномерности между твэлами по распределению энерговыделения и обеспечению должной противореактивной эффективности системы регулирования мощности и системы аварийной остановки.

Следует отметить, что регулирующие стержни вводятся в активную зону снизу, как и в первоначальном проекте реактора ALFRED. Возможен их пассивный ввод под воздействием подъемной силы (при открытии электромагнитной защелки), когда эти стержни играют роль первой системы аварийной защиты.

Система аварийной остановки реактора сильно отличается от принятой в первоначальном проекте ALFRED, в настоящее время она проходит процедуру патентования. Она не основана на вводе поглощающего стержня в активную зону, срабатывает как по управляющему сигналу, так и самопроизвольно.

Эффективность системы регулирующих стержней и новой системы аварийной остановки реактора подтверждена расчетами по программе ERANOS, результаты которых свидетельствуют о достаточно больших запасах новой активной зоны реактора ALFRED по безопасности.

3. РЕАКТОРЫ PLFR И FOAK (WLFR – WESTINGHOUSE LEAD FAST REACTOR)

Целью данного проекта, инициированного компанией “Westinghouse Electric” в рамках Международного форума “Generation IV” (GIF), является создание конкурентоспособного масштабируемого модульного пассивно безопасного быстрого реактора средней мощности со свинцовым теплоносителем, отвечающего самым высоким стандартам по безопасности и устойчивости [7].

Westinghouse следует поэтапному подходу, согласно которому в ближнесрочной перспективе создается прототипный реактор PLFR (Prototype Lead Cooled Fast Reactor) электрической мощностью 300 МВт, на котором в течение нескольких лет будет демонстрироваться и совершенствоваться энерготехнология на быстрых реакторах с ТЖМТ. Затем на базе демонстрационного этапа предполагается создание первого коммерческого энергоблока FOAK (First of a Kind) электрической мощностью 465 МВт, который сохранит основные решения PLFR, но будет отличаться от него применением более совершенных конструкционных материалов и топлива [8].

В настоящее время проект находится на концептуальной стадии разработки. Westinghouse сотрудничает с ведущими американскими и зарубежными организациями в области разработки ядерных энергоустановок: ENEA и Ansaldo Nucleare из Италии, Nuclear Advanced Manufacturing Research Center, National Nuclear Laboratory; University of Manchester и University of Cambridge из Великобритании, Fauske&Associates, Argonne National Laboratory, Oak Ridge National Laboratory, Los Alamos National Laboratory, University of New Mexico и Brigham Young University из США.

Ключевым отличием подхода Westinghouse является стремление к реализации следующих инноваций [7]:

- *Материалы, способные работать в жидком свинце при температурах до 650°С.* Испытания этих материалов проводятся параллельно с разработкой PLFR. Westinghouse ставит целью получить значения КПД энергоблока, близкие к 50%.
- *Компактные гибридные микроканальные теплообменники первого контура (ТПК).* Благодаря компактности ТПК можно уменьшить габариты и вес корпуса реактора.
- *Усовершенствованная система преобразования энергии (СПЭ) со сверхкритическим диоксидом углерода (sCO_2).* Выбор такой системы позволяет уменьшить габариты тур-

бомашинного оборудования, обеспечить компактность компоновки, повысить КПД энергоблока и оптимизировать использование воздуха, как конечного стока отводимого тепла.

- *Система накопления тепловой энергии.* Благодаря этой системе становится возможным обеспечение переменной нагрузки при почти постоянной тепловой мощности реактора.

- *Инновационное топливо (нитрид урана) для коммерческих энергоблоков.* Применение такого топлива повышает безопасность энергоблоков и улучшает их экономичность.

Температура свинца в циркуляционном контуре составляет: на входе активной зоны 420°C, на выходе до 530°C в прототипном PLFR и 655°C в коммерческом FOAK, а давление при этом близко к атмосферному. Корпус реактора служит для удержания свинца, а также используется для отвода (рассеяния) остаточного тепловыделения при отказе нормальной системы отвода остаточного тепловыделения, которая использует ТПК. Следует отметить, что корпус реактора соприкасается со свинцом только в области низких температур, благодаря чему замедляются коррозионно-эрозийные процессы, что должно положительно сказаться на сроке службы.

Инновационным отличием проекта Westinghouse от других быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем является применение компактных гибридных микроканальных теплообменников первого контура (ТПК), передающих тепло из первого контура во второй. Схематическое изображение таких теплообменников, ранее находивших применение в неядерной промышленности, показано на рис. 7.

Первоначально в прототипный реактор PLFR будут загружать HALEU-топливо (диоксид урана с обогащением по ^{235}U от 5 до 20%) [7], однако не исключается и возможность использования МОКС-топлива, учитывая опыт его применения в быстрых реакторах. Такой подход, благодаря применению изученных материалов и технологий, призван ускорить получение лицензии.

Для загрузки в коммерческий реактор FOAK выбрано нитридное урановое топливо (UN). С ним электрическая мощность энергоблока будет повышена с 300 до 465 МВт при тех же габаритах корпуса реактора, а также возрастет как безопасность установки, так и ее экономичность.

В качестве материала оболочки твэла на ближнесрочную перспективу выбрана нержавеющая сталь 15-15Ti с покрытием из оксида алюминия Al_2O_3 , для которой имеется обширная база данных. На более отдаленную перспективу Westinghouse рассматривает применение других материалов, таких как аустенитные стали с формированием пленки оксида алюминия, карбид-кремниевые композиты, молибденовые и ниобиевые сплавы. В настоящее время лаборатории ENEA проводят исследования коррозии кандидатных материалов в свинце при температурах, представляющих интерес для коммерческих энергоблоков.

PLFR и FOAK имеют по 4 независимых системы останова реактора. Две из них основаны на вводе регулирующих стержней в активную зону и могут использоваться как для регулирования мощности реактора, так и для его останова, две другие основаны на ином принципе действия, обеспечивающем остановку реактора даже при невозможности ввода регулирующих стержней из-за деформации активной зоны. Последние две системы предназначены исключительно для останова реактора.

Ключевую роль в обеспечении безопасности реактора играет пассивная система отвода остаточного тепловыделения (ПСОТ), которая расхолаживает реактор в случае отказа нормальной системы отвода остаточного тепловыделения (НСОТ). Функция ПСОТ реализуется благодаря следующим процессам:

- теплопроводность через стенку корпуса реактора;
- теплоотдача излучением и конвекцией от стенки корпуса реактора к стенке защитного (страховочного) корпуса;
- теплопроводность через стенку защитного корпуса;

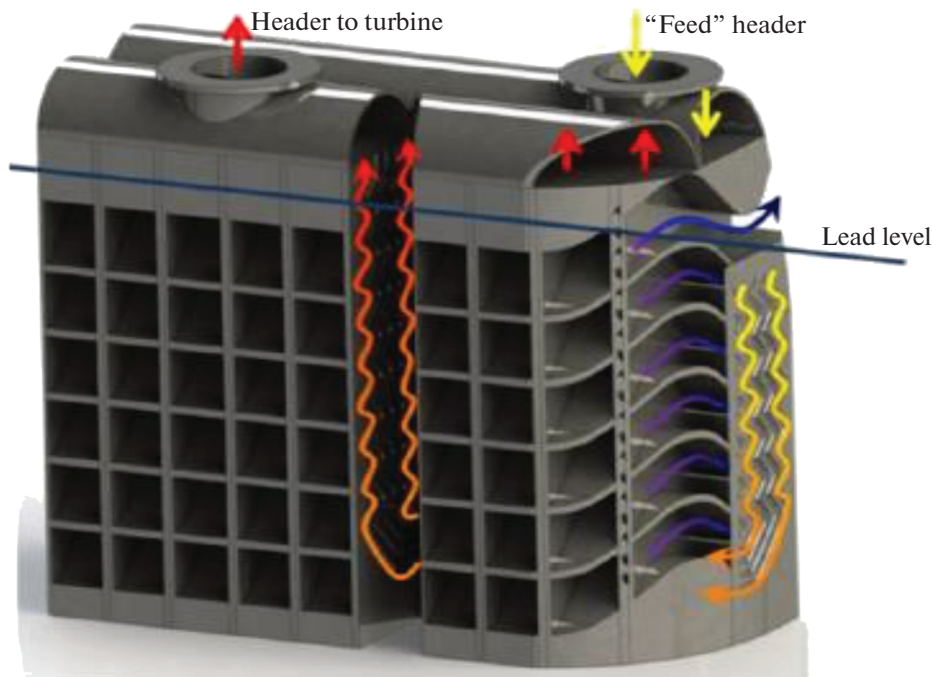


Рис. 7. Схематическое изображение компактного гибридного микроканального теплообменника: Header to turbine – коллектор выхода на турбину; “Feed” header – “питательный” коллектор; Lead level – уровень свинца.

- теплоотдача естественной конвекцией и кипением к большому объему воды за пределами корпуса реактора;
- переход к отводу тепла за счет естественной конвекции воздуха, циркулирующего за пределами корпуса реактора после выкипания воды.

ПСОТ работает постоянно (даже при нормальной работе энергоблока или длительном останове). Это приводит к тепловым потерям, но так как температура корпуса реактора составляет всего лишь 370–420°C, то потери излучением невелики (≈ 2 МВт). Они практически неощутимы для КПД энергоблока, не грозят застыванием свинца, так как даже в гипотетическом случае очень длительного останова и отказа вспомогательной системы подогрева застывание свинца произойдет не ранее, чем через ~ 20 сут.

Использование СПЭ со сверхкритическим диоксидом углерода позволяет сделать компоновку энергоблока более компактной и повысить КПД по сравнению с вариантом применения традиционной паро-водяной СПЭ. В отличие от обычных для АЭС технологий расхолаживания Westinghouse предполагает применить в СПЭ со сверхкритическим диоксидом углерода воздухоохлаждаемый конденсатор (ВОК).

В настоящее время Westinghouse разрабатывает накопители тепловой энергии для сглаживания нагрузки сети, причем для большей экономической эффективности систему накопления тепловой энергии интегрируют напрямую с турбиной и генератором энергоблока. Такой подход обеспечивает возможность постоянной работы реактора на полной мощности, а изменение нагрузки возможно “отслеживать” увеличением или уменьшением массового расхода рабочего тела ($s\text{CO}_2$) через турбину.

Таблица 3. Основные этапы программы Westinghouse по созданию реакторной технологии со свинцовым теплоносителем

Начальная дата/Содержание этапа	
2015 г.	Предварительное рассмотрение инновационных реакторных технологий, выбор быстрого реактора со свинцовым теплоносителем для дальнейшей разработки
2017 г.	Завершение предконцептуального проекта, принятие нового проекта бассейнового типа
~2030 г.	Начало сооружения полномасштабного прототипного реактора (PLFR) и его последующая эксплуатация для демонстрации технологии
~2035 г.	Переход от PLFR к реактору FOAK коммерческого энергоблока, начало его эксплуатации

Одна из концепций подобных накопителей тепловой энергии, рассматриваемых в Westinghouse, представляет собой модульный накопитель тепловой энергии в виде залитого теплопередающей жидкостью стального кожуха со сложенными в нем бетонными плитами. Применение накопителей тепловой энергии является простым и экономичным решением проблем электросетей, в которые включены АЭС, стабильно работающие в режиме базовой нагрузки, и альтернативные источники электроэнергии, мощность которых зависит от времени суток или скорости ветра.

Как показано в табл. 3, Westinghouse планирует приступить к сооружению прототипного реактора PLFR приблизительно в 2030 г.

Westinghouse, Argonne National Laboratory (ANL) и Fauske & Associates, LLC (FAI) совместно создают программное обеспечение для расчета переноса и выхода радионуклидов в окружающую среду при различных проектных авариях быстрых реакторов с жидкометаллическим теплоносителем [8]. В качестве основы используются коды SAS4A/SYSSYS-1 (разработка ANL) и FATE (разработка FAI). Первый код моделирует переходные режимы и повреждение топлива, а второй моделирует перенос радионуклидов в теплоносителе первого контура, газовой полости, контайнменте и последующий выход в окружающую среду за пределы площадки АЭС. Базисом для интеграции кодов явилось хорошее согласование результатов моделирования теплогидравлики быстрого реактора со свинцовым теплоносителем.

В рамках этой деятельности создан модуль RRM (Radionuclide Release Module) для моделирования выхода радионуклидов из перегретого топлива и их удержания в теплоносителе. Валидация RRM проведена на экспериментах, выполненных в США, Франции и Японии.

На примере аварии с неконтролируемым ростом мощности продемонстрирована способность интегрального кода SAS4A-FATE смоделировать разогрев и разрушение топлива, выход радионуклидов в топливо и их перенос в свинцовом теплоносителе, газовом объеме и контайнменте. Для дальнейших исследований потребуются экспериментальные данные, чтобы определить состав радионуклидов в свинцовом теплоносителе и их распределение.

4. ПРОГРАММА MYRRHA ADS (MULTI-PURPOSE HYBRID RESEARCH REACTOR FOR HIGH-TECH APPLICATIONS)

Бельгия реализует многоцелевую гибридную исследовательскую программу **MYRRHA ADS** по разработке быстрого реактора со свинцово-висмутовым эвтектическим теплоносителем [9]. Уже с самого момента создания программы в 1998 г. Бельгийский центр ядерных исследований (SCK · GEN) инициировал для ее обеспечения большой объем НИОКР, призванных обосновать ряд решений, в том числе связанных с применением свинцово-висмутовой эвтектики (СВЭ) в качестве теплоносителя реактора и мишени

протонного луча. В 2008 г. бельгийское правительство приняло решение о финансировании сооружения первой ADS и ее эксплуатации с 2038 г. Начало сооружения инфраструктуры планируется в 2026 г., а полномасштабная эксплуатация MYRRHA ADS должна начаться в 2036 г. [9].

Номинальная тепловая мощность реактора MYRRHA составляет 100 МВт, из подкритического состояния он выводится протонным лучом линейного ускорителя (LINAC) с энергией протона 600 МэВ и интенсивностью тока 2.5 А. Реактор способен работать как в подкритическом, так и критическом состоянии. С 2005 г. Бельгия и SCK · GEN открыли программу MYRRHA ADS для стран-членов ЕС, а также для ведущих стран мирового ядерного сообщества с целью их участия в развитии программы и последующем сооружении и эксплуатации MYRRHA ADS.

MYRRHA ADS разрабатывается для достижения следующих целей:

- а) Испытания и реализация трансмутации долгоживущих и наиболее токсичных радионуклидов отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) с целью снижения их объема (в 100 раз) и сокращения периода полураспада (с сотен тысяч лет до нескольких столетий). Трансмутация положительно влияет как на безопасность, так и экономику обращения с ОЯТ;
- б) Производство радиоизотопов медицинского предназначения;
- с) Исследования и испытания материалов для существующих и будущих ядерных реакторов и термоядерных установок;
- д) Создание многофункционального протонного ускорителя для исследований в области фундаментальной и прикладной науки.

В результате анализа различных вариантов реализации программы MYRRHA ADS был принят следующий поэтапный подход:

- этап 1 — ускоритель с энергией протона 0–100 МэВ;
- этап 2 — ускоритель с энергией протона 100–600 МэВ;
- этап 3 — реактор.

При этом подразумевается, что этап 3 можно реализовывать параллельно или после этапа 2.

За время, прошедшее с начала программы, SCK · GEN построил и ввел в эксплуатацию несколько экспериментальных установок для исследования проблем, связанных с использованием СВЭ:

- **HELIOS3** — в эксплуатации с 2013 г.; предназначена для подготовки расплава СВЭ для других установок, исследования методов подготовки СВЭ и изучения последствий попадания пара или воды в СВЭ;
- **MEXICO** — в эксплуатации с 2014 г.; специально спроектированный циркуляционный контур с 7 тоннами расплава СВЭ, предназначенный для исследования регулирования концентрации растворенного кислорода в СВЭ и фильтрации СВЭ;
- **CRAFT** — в эксплуатации с 2014 г.; установка среднего масштаба с 6 тоннами расплава СВЭ, предназначенная для экспериментального исследования коррозии в СВЭ с хорошо регулируемыми параметрами потока (скорость, температура и химия) при температуре 270–500°C;
- **LIMETS** — установка для проведения в расплаве СВЭ различных исследований с конструкционными материалами (усталость, прочность на разрыв, вязкость разрушения), в том числе и на облученных образцах;
- **RHAPTER** — в эксплуатации с 2011 г.; предназначена для изучения поведения механических (движущихся) компонентов: подшипники, шестерни и электрические кабели.
- **E-SCAPE** — в эксплуатации с 2017 г.; предназначена для исследования теплогидравлики жидкого металла в реакторе бассейновой схемы (корпус реактора MYRRHA в геометрическом масштабе 1/16);

Таблица 4. Основные характеристики реактора CLEAR-M

Наименование	CLEAR-M
Электрическая мощность	10 МВт-эл
К.П.Д. цикла	>40%
Теплоноситель первого контура	свинец
Температура теплоносителя на выходе из активной зоны	>500 °С
Теплоноситель второго контура	CO ₂ сверхкритических параметров
Топливо	UO ₂ /MOX
Требования к габаритам	Транспортабельность
Период работы между перегрузками топлива	≥5–10 лет

• **COMPLOT** — в эксплуатации с 2014 г.; предназначена для исследования гидравлики и гидродинамики компонентов реактора MYRRHA и представляет особый интерес, так как ее компоненты (ТВС, спалляционная модель, стержни для регулирования реактивности и для системы аварийной защиты) изготовлены в масштабе 1/1.

На экспериментальной установке COMPLOT уже исследованы:

- потери давления на ТВС;
- гидродинамика регулирующих стержней;
- гидродинамически возбуждаемые вибрации ТВС;
- теплогидравлика в окрестности ТВС.

Следует отметить, что реактор MYRRHA и связанные с его разработкой исследовательские установки, особенно COMPLOT, могут представить интерес и для технологии быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем. В частности, это относится к модульному быстрому реактору малой мощности, так как его компоненты по своим размерам близки к компонентам реактора MYRRHA.

5. КИТАЙСКИЕ РЕАКТОРЫ CLEAR

В КНР разрабатывается семейство быстрых реакторов CLEAR с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем (эвтектика свинец-висмут или свинец). Семейство реакторов состоит из РУ CLEAR-M, CLEAR-I и CLEAR-A различного предназначения [10].

Реактор типа CLEAR-M предназначен для модульной АСММ, в качестве примера рассматривается CLEAR-10 мощностью 10 МВт-эл [11], характеристики которого приведены в табл. 4.

Первоначально планируется построить реактор CLEAR-M10a тепловой мощностью 10 Мвт. Его технический проект уже разработан, однако в нем в качестве теплоносителя первого контура будет использоваться не свинец, а СВЭ с температурой 380 °С на выходе из активной зоны. В качестве материала оболочки твэла выбрана нержавеющая сталь марки 15-15Ti, как и в упомянутых выше проектах Westinghouse (PLFR и FOAK).

С 2011 г. Китайская академия наук разрабатывает ADS для трансмутации РАО и ОЯТ. На первом этапе в качестве реакторной составляющей ADS предусматривается использование реактора бассейнового типа CLEAR-I (рис. 8). Теплоносителем первого контура служит СВЭ массой 600 т, во втором контуре циркулирует вода под давлением. Следует отметить, что CLEAR-I не предназначен для выработки электроэнергии.

Топливом реактора CLEAR-I является UO₂ с обогащением 19.54%, активная зона рассчитана на два режима — критический и подкритический. Передачу тепловой энергии из первого контура во второй осуществляют четыре теплообменника, погруженные в бассейн с СВЭ-теплоносителем. Для циркуляции СВЭ-теплоносителя используют два циркуляционных насоса.

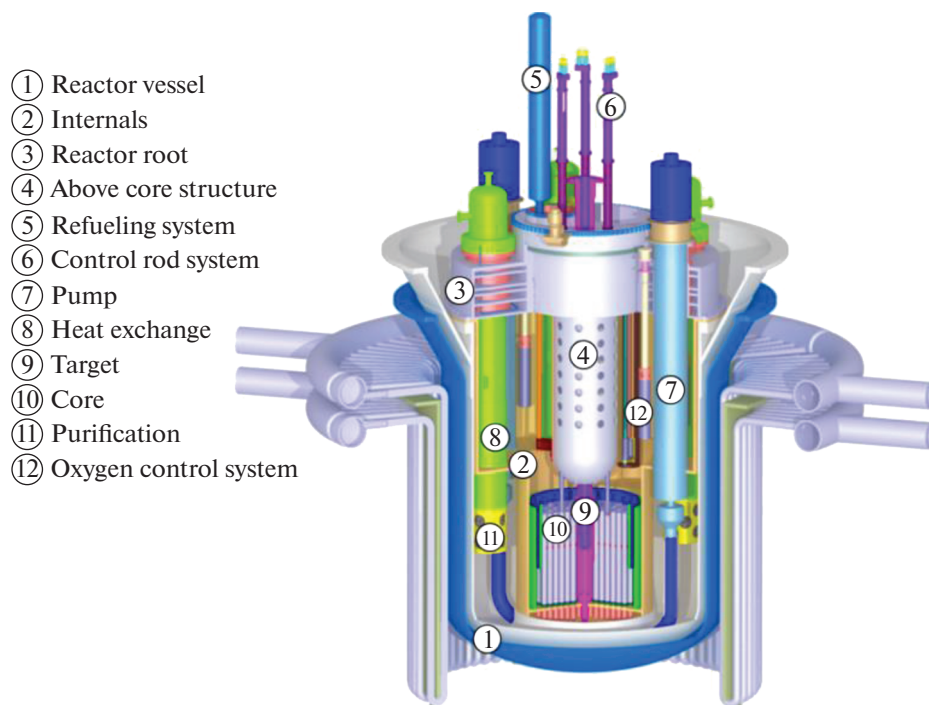


Рис. 8. Общий вид реактора CLEAR-I: Reactor vessel — корпус реактора; Internals — внутрикорпусные устройства; Reactor roof — крышка реактора; Above core structure — конструкция над активной зоной; Refueling system — система перегрузки топлива; Control rod system — СУЗ; Pump — циркуляционный насос; Heat exchanger — теплообменник; Target — мишень; Core — активная зона; Purification — очистка СВЭ-теплоносителя; Oxygen control system — система регулирования концентрации растворенного кислорода в СВЭ-теплоносителе.

Следующим этапом разработки ADS является усовершенствование системы с тем, чтобы помимо трансмутации РАО и ОЯТ она вырабатывала электроэнергию. Для этого планируется разработка подкритического реактора CLEAR-A типа “бегущая волна”. Характеристики этого реактора приведены табл. 5, а принципиальная схема РУ показана на рис. 9.

Следует отметить, что концепция реактора на “бегущей волне” подвергается серьезной критике со стороны многих экспертов, так как предполагает захоронение РАО и

Таблица 5. Основные характеристики реактора CLEAR-A

Наименование	CLEAR-A
Мощность	400 МВт-теп/150МВт-эл
Внешний источник нейтронов	Протонный циклотрон (900 МэВ/10мА)
Интенсивность генерирования нейтронов	Pb $\sim 1.1 \times 10^{18}$ (н/с)
k_{eff}	0.97~1
Теплоноситель первого контура	Pb
Ядерное топливо	U-Zr
Проектный срок службы	60 лет

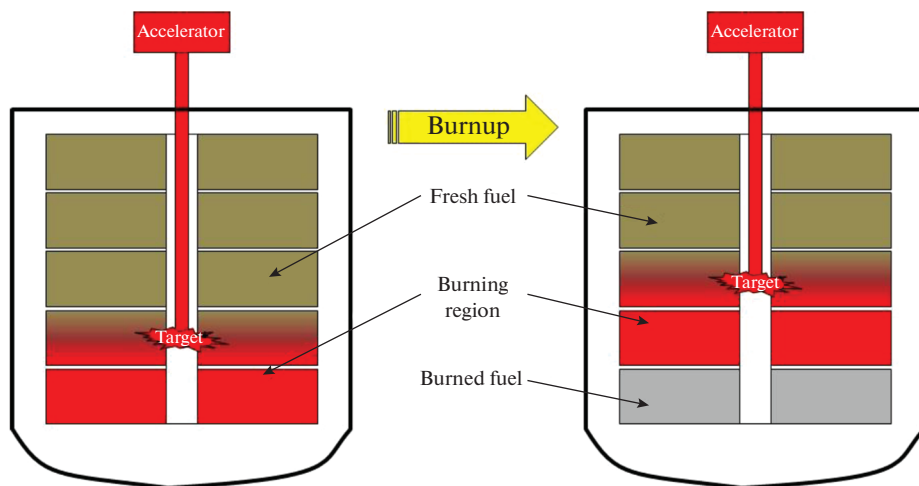


Рис. 9. Принципиальная схема CLEAR-A: Accelerator – ускоритель; Burnup – выгорание; Fresh fuel – свежее топливо; Burning region – область выгорания; Burned fuel – выгоревшее топливо; Target – мишень.

ОЯТ с высоким содержанием плутония. По сообщениям СМИ (“China Daily”), китайская компания “China National Nuclear Power Co Ltd” (CNNP) анонсировала осенью 2017 г. планы по созданию дочерней компании для развития технологии реакторов на “бегущей волне”.

К настоящему моменту для обоснования реактора CLEAR-A выполнен большой объем НИОКР по основным технологическим решениям, изготовлено и испытано все ключевое оборудование: циркуляционный насос первого контура, теплообменник, привод СУЗ и система перегрузки топлива. Разработаны технологии плавления и потоковой очистки СВЭ, контроля и регулирования концентрации растворенного кислорода в СВЭ, очистки СВЭ от ^{210}Po . Для потоковой очистки СВЭ от примесей разработаны холодная и магнитная ловушки. Разработанные датчики кислорода (Pt/air, Bi/Bi₂O₃, Cu/CuO) и системы регулирования концентрации растворенного кислорода в СВЭ (газофазные и твердофазные) подтвердили свою работоспособность и обеспечили стабильное состояние теплоносителя на протяжении более 6000 ч. В качестве фильтроматериала для очистки СВЭ от ^{210}Po помимо обычной нержавеющей стали использовали новый композит на графеновой основе.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Быстрые реакторы с жидкометаллическим теплоносителем определены международным форумом “Generation IV” как одно из перспективных направлений развития ядерной энергетики мира. Однако за прошедшие десятилетия только в России развитию этой энерготехнологии было уделено приоритетное внимание, для чего Госкорпорация Росатом сконцентрировала научный и конструкторский потенциал в проектом направлении “Прорыв”. Ярким свидетельством этого лидерства послужила начатая 8 июня 2021 г. заливка первого бетона в основание реактора БРЕСТ-ОД-300 со свинцовым теплоносителем, пуск которого намечен на 2026 г.

Успехи Госкорпорации Росатом на этом направлении привели к росту интереса и у иностранных коллег, что хорошо видно по росту публикационной активности в рамках данной тематики в последние годы.

Судя по публикациям, международные консорциумы по разработке реакторов с ТЖМТ (ALFRED в Румынии, PLFR в США (Westinghouse) и MYRRHA в Бельгии) не предвидят неразрешимых технических проблем, формулируют требования к необходимым для дальнейших работ экспериментальным установкам и кандидатным материалам и технологиям.

Однако особо следует отметить состояние разработок семейства китайских реакторов CLEAR. Они ведутся широким фронтом, охватывая выработку электроэнергии и трансмутацию РАО и ОЯТ. Выполнен очень большой объем НИОКР, сооружаются крупномасштабные неядерные экспериментальные установки для обоснования технических решений, принимаемых в проектах реакторов.

СОКРАЩЕНИЯ

ADS (Accelerator Driven System) – ADS (подкритический реактор с внешним ускорительным источником нейтронов);

CLEAR (China Lead-based Reactor) – китайский быстрый реактор с теплоносителем на основе свинца (СВЭ или свинец);

FOAK (Westinghouse - First of a Kind) – Westinghouse: коммерческий быстрый реактор со свинцовым теплоносителем;

HALEU (High-Assay Low Enriched Uranium) UO₂ fuel – урановое оксидное топливо обогащением по ²³⁵U от 5 до 20%;

PLFR (Westinghouse: Prototype Lead Cooled Fast Reactor) – Westinghouse: прототипный быстрый реактор со свинцовым теплоносителем;

WLFR (Westinghouse: Lead Fast Reactor – PLFR or FOAK) – Westinghouse: быстрый реактор (PLFR или FOAK) со свинцовым теплоносителем;

АСММ – атомная станция малой мощности;

БР – быстрый реактор;

ЕС – Европейский союз;

ЗЯТЦ – замкнутый ядерный топливный цикл;

МОКС-ОЯТ – ОЯТ МОКС-топлива;

НСООТ – нормальная система отвода остаточного тепловыделения;

ОТВС – облученная ТВС;

ОЯТ – отработавшее ядерное топливо;

ПД – продукты деления;

ПССООТ – пассивная система отвода остаточного тепловыделения;

РАО – радиоактивные отходы;

СВЭ – свинцово-висмутовая эвтектика;

СНУП-ОЯТ – ОЯТ смешанного нитридного уран-плутониевого топлива;

СПЭ – система преобразования энергии;

ТВС – тепловыделяющая сборка;

ТЖМТ – тяжелый жидкометаллический теплоноситель;

ЯЭ – ядерная энергетика;

ЯЭУ – ядерная энергетическая установка.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Белая книга ядерной энергетики. Замкнутый ЯТЦ с быстрыми реакторами / Под общ. ред. проф. Адамова Е.О. М.: Изд-во АО “НИКИЭТ”, 2020. 498 с. ISBN 978-5-98706-129-9
2. IAEA Power Reactor Information System. [Электронный ресурс]. URL: <http://www.iaea.org/pris>
3. New Reactor Designs, Energy Information Administration of the US Department of Energy 2003.
4. INPRO Dialogue Forum. <https://www.iaea.org/INPRO/DFs/index.html>
5. Frignani M., Alemberti A., Tarantino M., Grasso G. ALFRED staged approach, *International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2019): Fast Neutron Reactors*, France, Juan-les-pins – 2019, May 12/15.

6. Grasso G., Sarotto M., Lodi F., Castelluccio D.M. An improved design for the ALFRED core, International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2019): Fast Neutron Reactors, France, Juan-les-pins – 2019, May 12/15.
7. Ferroni P. et al. The Westinghouse Lead Fast Reactor, International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2019): Fast Neutron Reactors, France, Juan-les-pins – 2019, May 12/15.
8. Lee S.J. et al. SAS4A-FATE Source Term Assessment Capability Applied to the Westinghouse Lead Fast Reactor, International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2019): Plant Safety Assessment, Regulatory & Licensing Issues, France, Juan-les-pins – 2019, May 12/15.
9. De Bruyn D., Ait Abderrahim H., Schyns M. Recent progress and perspectives in the Belgian MYRRHA ADS programme, International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2019): Fast Neutron Reactors, France, Juan-les-pins – 2019, May 12/15.
10. Бу И. Состояние разработки китайского реактора CLEAR со свинцовым или свинцово-висмутовым теплоносителем, сб. докладов V Международной научно-технической конференции “Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики” (2–5 октября 2018 г., Москва). М.: Изд-во АО “НИКИЭТ”, 2018. 1 CD•R. С. 65–73.
11. Бу И. Разработка неядерного экспериментально-испытательного стенда CLEAR-S для обоснования проектов реакторов CLEAR, сб. докладов V Международной научно-технической конференции “Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики” (2–5 октября 2018 г., Москва). М.: Изд-во АО “НИКИЭТ”, 2018. 1 CD•R. С. 279–283.

Heavy Liquid Metal Cooled Fast Reactors: Peculiarities and Development Status

B. A. Gabaraev^{a, *} and A. I. Orlov^{b, **}

^aJoint Stock Company N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering, “NRU MPEI”, Moscow, Russia

^bJoint-Stock Company PRORYV, Moscow, Russia

*e-mail: boris-gabaraev@yandex.ru

**e-mail: oai@proryv2020.ru

Fast reactors with heavy liquid metal coolant (lead or eutectic bismuth-lead alloy) is one of the most advanced technologies capable to address the accumulated world nuclear energy issues. This innovative power technology is developed in Russia, the USA, China and the European Union. The leader is Russia which has focused on this topic for a number of decades. First concrete started to be poured in June 2021 for the foundation of the Russian BREST-OD-300 lead cooled reactor scheduled to be started up in 2026. Attention is also given to the development status of the Chinese CLEAR reactor series. A large volume of R&D has been undertaken, and large-scale nonnuclear experimental facilities are under construction. International Euro-US consortiums for the development of the ALFRED, PLFR and MYRRHA reactors do not expect any unsolvable technical issues as well and formulate requirements to the test facilities and candidate materials and technologies required for further activities.

Keywords: fast reactor, heavy liquid metal coolant, closed nuclear fuel cycle, Russia, USA, China, European Union