

АТОМНОЕ СТРОИТЕЛЬСТВО

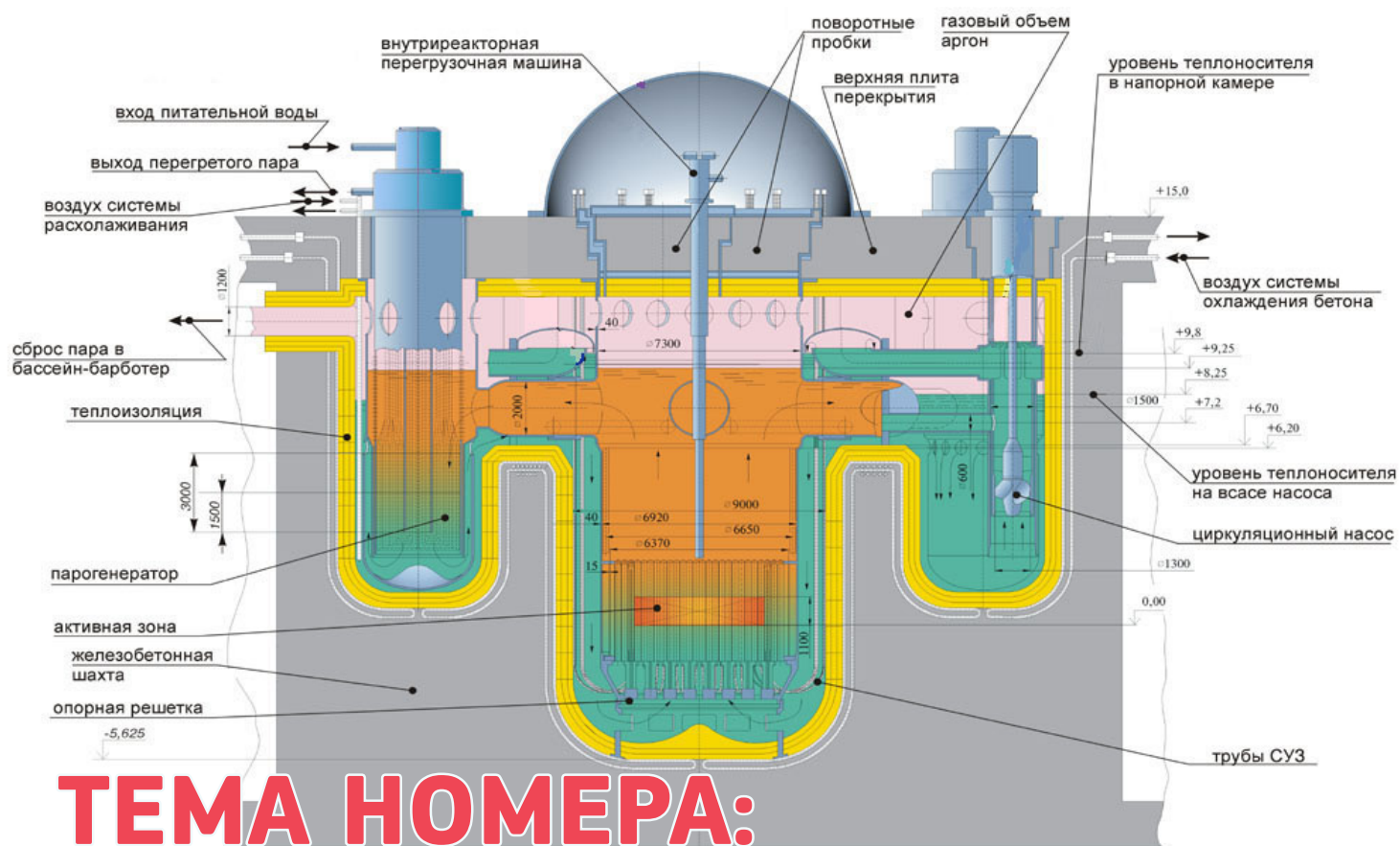
Корпоративное издание саморегулируемых организаций атомной отрасли

№ 22

март-апрель

2015

СРО НП «СОЮЗАТОМСТРОЙ», СРО НП «СОЮЗАТОМПРОЕКТ», СРО НП «СОЮЗАТОМГЕО»



ТЕМА НОМЕРА:

Новые технологии реакторостроения

Проект «БРЕСТ»:

Технические решения реактора БРЕСТ-ОД-300 и его эксплуатация стр. 10

Реактор МБИР:

Интервью: Александр Тузов о ходе реализации проекта МБИР стр. 15

Замыкание ЯТЦ:

Инновационные ядерно-энергетические системы стр.22

АТОМНОЕ строительство

Редакционный совет:

Опекунов В.С. – председатель

Денисов В.А.

Карина В.И.

Малинин С.М.

Семенов О.Г.

Толмачев А.В.

Чупейкина Н.Н.

Яковлев Р.О.

Корпоративное издание саморегулируемых организаций атомной отрасли (СРО НП «СОЮЗАТОМСТРОЙ», СРО НП «СОЮЗАТОМПРОЕКТ», СРО НП «СОЮЗАТОМГЕО»)

Контакты:

119017, Москва, улица Большая

Ордынка, дом 29, стр.1

Тел.: +7 (495) 646-73-20 (Доб. 397)

Факс: +7 (495) 953-73-43

E-mail: pressa@atomsro.ru

При перепечатке материалов ссылка на журнал «Атомное строительство» обязательна. Рукописи не рецензируются и не возвращаются.

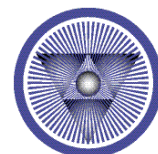
Публикуемые в журнале материалы, суждения и выводы могут не совпадать с точкой зрения редакции и являются исключительно взглядами авторов.

Журнал зарегистрирован в Федеральной службе по надзору в сфере связи, информационных технологий и массовых коммуникаций (Роскомнадзор). Свидетельство о регистрации:

Эл №ФС -77-47210.

НОВЫЕ ТЕХНОЛОГИИ РЕАКТОРОСТРОЕНИЯ

На сегодняшний день актуальным является создание нового облика ядерной энергетики, основанной на применении реакторов естественной безопасности, что позволит исключить крупные аварии на АЭС и вместе с этим снизить стоимость строительства и эксплуатации ядерных энергоблоков, а также реализации замкнутого ядерного топливного цикла (ЯТЦ) для полного использования энергетического потенциала уранового сырья. Первым итогом работы стал концептуальный проект ядерного энергетического комплекса, состоящего из АЭС, пристанционного ядерного топливного цикла и хранилища отходов.

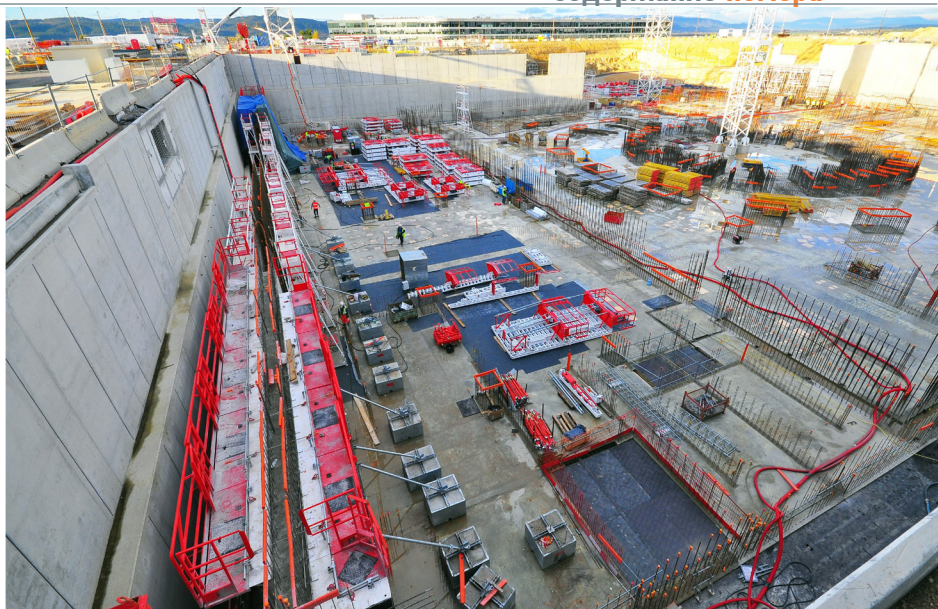


Инновации

07

Инновационные проекты ядерных реакторов

- Ядерная энергетика на реакторах уже в 70-80-е гг. стала крупным сектором энергетики многих стран. Главная задача нового поколения быстрых реакторов – безопасность и экономическая конкурентоспособность по сравнению с электроэнергетикой на органическом топливе при практически неограниченной ресурсной базе по топливу, решение задач нераспространения и разумной минимизации РАО, т.е. решение задач крупномасштабной энергетики. Все эти задачи могут быть решены при развитии ядерной энергетики на реакторах типа БРЕСТ.



Сооружение реактора ИТЭР

Интервью

15

Александр Тузов, директор проекта МБИР

вибротопливо для МБИР - это возможность существенно сэкономить. Существующий комплекс в ХТО является готовой инфраструктурой топливообеспечения площадки, в модернизацию которой вложены миллиарды рублей за последние годы.

Не надо ничего никуда возить, все процессы можно обрабатывать на месте. Персонал, вовлеченный в процессы - тоже здесь, рядом, эксплуатация с производителем ходит через одну проходную каждый день. Для сложных видов топлива, каким всегда будет топливо МБИРа, это очень удобно. Это ведь сейчас 38% вибро-МОКС. Следом пойдут задачи исследований топлива с америцием. Следом пойдёт металлическое топливо, я уверен, что неизбежно мы будем заниматься смешанным металлическим топливом. Уверен, в рамках поисковых НИР будут и уж совсем экзотические топливные композиции.

Замнутый ЯТЦ

22

Инновационные ядерно-энергетические установки

В настоящее время мировое сообщество реализует следующие стратегические направления: во-первых, создание термоядерной энергетики и, во-вторых, замыкание ядерного топливного цикла (ЯТЦ) и освоение критических и сверхкритических параметров в современной атомной энергетике, реализация которых позволит практически разрешить проблему «топливного голода».

Осуществление управляемого термоядерного синтеза является сложной, дорогостоящей и проблемной задачей. Поэтому это направление реализуется в рамках международного сотрудничества созданием Международного термоядерного экспериментального реактора мощностью 500 МВт, который планируется построить в 2016 г., а первую промышленную термоядерную станцию в 2045–2050 гг.

ИТЭР

27

Международный проект ИТЭР ИТЭР - проект международного экспериментального термоядерного реактора. Задача ИТЭР заключается в демонстрации возможности использования термоядерного реактора, управляемого термоядерного синтеза (УТС). Первоначально название «ИТЭР» было образовано как сокращение англ. International Thermonuclear Experimental Reactor, но в настоящее время оно официально не считается аббревиатурой, а связывается с латинским словом iter — путь.

Технологии

29

Разработка и производство импортозамещающей продукции для АЭС

термоядерная энергетика представляет уникальные возможности. Она обладает практически неограниченными ресурсами топлива, высоким уровнем безопасности и в наименьшей степени по сравнению с другими источниками воздействует на окружающую среду.

БУДУЩЕЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ



Фото: ЗАО «Концерн Титан-2»

главное

В России, Финляндии, Китае, Индии строятся реакторы с водой под давлением, декларируют желание построить АЭС целый ряд других азиатских стран. Однако и Чернобыль, и Фукусима, показали, что идеология глубоко эшелонированной защиты, оцененная вероятностным анализом безопасности как достаточная, не всегда срабатывает, хотя именно такого рода техническая защита резко удорожает стоимость современных АЭС. Паро-циркониевые реакции на оболочках твэлов, приведшие к пожарам и взрывам, по сути требуют радикального изменения конструкции активной зоны.

А.В. Лопаткин, НИОКР ОАО «НИКИЭТ»;
П.П. Полуэктов, Центр по обращению с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами ОАО «ВНИИНМ» Госкорпорации «Росатом»;
В.Б. Иванов, Подкомитет по энергетической эффективности и возобновляемым источникам энергии РСПП.

Использование урана-235 в реакторах на тепловых нейтронах ограничивает перспективу их использования периодом около 100 лет, что при шестидесятилетнем сроке жизни реактора означает, что широкомасштабную энергетику с реакторами на тепловых нейтронах с водой под давлением не следует делать базовой уже после 2050 г. Накапливается облученное ядерное топливо (в мире уже более 300 тысяч тонн), сроки его контролируемого хранения не определены, поэтому стоимость этого хранения неясна и делает экономичку атомной энергетики неопределенной. Примерно такое же состояние с обращением с радиоактивными отходами (РАО).

В настоящее время в мире сформировался повышенный интерес к строительству модульных атомных станций малой и средней мощности (АСМСМ). Несмотря на то, что до настоящего времени нет действующих пилотных модульных АСМСМ, их ожидаемые высокие потребительские качества и экономическая конкурентоспособность с другими источниками энергии в ряде регионов мира, значительный инвестиционный потенциал сегодня не вызывают особых сомнений у специалистов, инвесторов и политиков. Модульный характер АСМСМ определяет принцип построения АЭС из отдельных модулей с возможностью построения надежных гибких энергетических систем. Особенность современных АСМСМ состоит в том, что они строятся «под ключ» на заводах-изготовителях и транспортируются различными способами до места назначения к потребителю в готовности «plug and play». Таким образом, АСМСМ сочетают высокую технологичность, качество, экономичность заводского серийного изготовления и обеспечивают большую гибкость в финансировании, размещении, удовлетворении требований потребителя в отношении количества и качества вырабатываемой энергии. Препятствия проработки АСМСМ показывают высокие показатели безопасности и надежности. Их работа не зависит от внешних природных условий, они позволяют стабильно обеспечивать потребителей энергией.

В 2009–2010 гг. НИР и НИОКР выполнялись для нескольких десятков проектов новых реакторов малой и средней мощности в Аргентине, Китае, Индии, Японии, Республике Корея, России, Южной Африке, США и ряде других стран членов МАГАТЭ.

Как декларируют основные разработчики, привлекательные свойства реакторов малой и средней мощности на сегодняшний день остаются практически теми же, что и в 80-е годы 20 века:

- разбиение мощности на несколько блоков - это возможность уменьшения зоны планирования защитных мер за пределами площадки атомных станций и их размещения ближе к потребителям ее продукции;
- возможность постепенного наращивания мощностей, гибкого и своевременного добавления мощности;
- разнообразие и гибкость незлектрических применений, включая когенерацию.

Конечно, все перечисленные преимущества, а самое главное малые мощности, помогут убедить общественность в приемлемости АСМСМ, но можно ли при этом считать такого рода генерацию масштабной атомной энергетикой. Ресурсные ограничения, а также в значительной мере проблемы обращения с облученным топливом и РАО решаются реакторами на **быстрых нейтронах**.

Россия накопила значительный положительный опыт создания и эксплуатации таких реакторов (БР-5, БР-10, БОР-60, БН-350, БН-600), строится еще один блок БАЭС, БН-800. Однако с точки зрения безопасности, реакторы с теплоносителем в виде жидкого натрия и оксидным смешанным уран-плутониевым топливом нельзя признать совершенными. Пожароопасность натрия заставляет сооружать дополнительные системы контроля течей, применять специальные меры для тушения и ликвидации последствий потенциально возможного горения натрия, особенно опасного в первом контуре. Окисное топливо не обеспечивает поддержания равновесной реактивности в активной зоне, поэтому требуется урановый бланкет, что потенциально сохраняет вероятность разгона на мгновенных нейтронах и наличие «лишнего» плутония при замыкании топливного цикла, а это опасно в связи с возможностью распространения делящихся материалов. Поэтому специалисты атомной отрасли предлагают радикальное решение – переход к реакторам с естественной безопасностью, где нет понятия запроектных аварий, ни при каких условиях не возникает необходимость эвакуации населения, нет условий для реактивных аварий, пожаров и где нет «лишнего» плутония в замкнутом топливном цикле.

Такое решение возможно реализовать

только с применением реакторов на быстрых нейтронах с тяжелым теплоносителем (предпочтительно свинец), и плотным смешанным уран-плутониевым мононитридным топливом. Предложение – создать новое поколение атомных электростанций в виде энергокомплексов, содержащих в своем составе два блока БРЕСТ-1200 и пристанционный топливный цикл, позволяющий регенерировать облученное топливо и изготовить новое с включением в него минор-актинидов и некоторых продуктов деления, было одобрено участниками заседания объединенного НТС в городе Обнинске.

В НТС входят специалисты НИКИЭТ, ВНИИНМ, ФЭИ и НИИАР, в обсуждениях участвовали ученые из академических и других отраслевых институтов, реализующих проект «ПРОРЫВ». Его основные целевые положения:

- масштаб ЯЭ существенно (на порядок и более) выше по сравнению с существующим уровнем 21 ГВт (эл);
- качественное увеличение уровня безопасности;
- существенное расширение топливной базы – независимость от добычи и обогащения урана;
- доказательное решение проблемы радиоактивных отходов (включая их окончательную изоляцию);
- снижение риска распространения ядерных материалов;
- снижение (относительное) капитальных затрат в строительстве АЭС с реакторами на быстрых нейтронах;
- обеспечение конкурентоспособности ЯЭ в сравнении с другими видами энергогенерации.

При любых отказах в системах АЭС, ошибках персонала и реализуемых внешних воздействиях (единичных и наложенных множественных исходных событий) исключены выбросы радиоактивности в окружающую среду, требующие эвакуации населения, проживающего вне санитарной зоны АЭС. Указанные свойства преимущественно достигаются, протекающими в установке физическими процессами, используемыми материалами и конструктивными решениями, а не последовательным наращиванием систем обеспечения безопасности (табл. 1).

Характеристика	Значение
Состав, шт: – энергоблок с реактором на быстрых нейтронах естественной безопасности; – производство по регенерации облученного топлива и фабрикация уран-плутониевого топлива; – объект окончательной изоляции РАО (с обеспечением радиационной эквивалентности отходов и исходного сырья)	2 1 1
Установленная электрическая мощность, МВт	До 2400
Объем производства регенерированного уран-плутониевого топлива, т (т.м.)/год	25
Удельные капитальные затраты, руб./кВт (в ценах 2010 г.)	Не более 80000
Затраты электроэнергии на собственные нужды, %	Не более 10

Таблица 1. Основные технические характеристики

Ядерный топливный цикл – основные целевые положения.

- «короткий» топливный цикл, послереакторная выдержка топлива до 1 года;
- бланкет отсутствует, наработка и выделение плутония оружейного качества исключены. В перспективе – отказ от обогащения урана для ядерной энергетики;
- рецикл урана, плутония, МА;
- неводные методы переработки облученного топлива;
- плотное нитридное топливо;
- дистанционные технологии производства топлива (таблетка, твэл, ТВС);
- трансмутация долгоживущих актиноидов, ПД;
- минимизация и радиационно-эквивалентное (по отношению к природному сырью) захоронение РАО;

– пристанционный (региональный) ЯТЦ.

Технические требования ЯТЦ – РАО:
1. Обращение с РАО должно быть организовано в здании (зданиях) топливного цикла. Для хранения радиоактивных отходов на площадке АЭС должно быть предусмотрено хранилище.
2. Образующиеся при регенерации и производстве топлива РАО кондиционируются, преобразуются в стойкие матрицы и хранятся на площадке энергокомплекса весь срок его службы и период вывода из эксплуатации. Контейнеры с РАО должны сохранять на момент окончания хранения способность к транспортировке к месту окончательного геологического захоронения. При этом состав и радиоактивные характеристики РАО на этот момент должны отвечать условиям окончательного захоронения с учетом радиационно-эквивалентного принципа. В проекте также должна быть предусмотрена возможность периодического вывоза с территории комплекса низкоактивных производственных РАО для утилизации в рамках

действующей национальной системы обращения с подобного рода РАО. Все принципиальные вопросы, позволяющие доказать реализуемость перечисленных выше требований, решены за предыдущие десятилетия исследований. Однако требуется выполнение широкой программы работ в обоснование конструкторских, строительно-компоновочных и технологических решений.

Это задача, как будущих НИР и ОКР, так и опыта разработки и эксплуатации намеченных в рамках ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения» объектов, в частности БРЕСТ-300, СВБР-100, полифункционального радиохимического исследовательского комплекса. Кроме этого, определенные задачи проекта ПРОРЫВ будут решаться на разрабатываемых реакторах с натриевым теплоносителем БН-1200, в частности использование плотного топлива, реализации мер, повышающих ядерную безопасность. Таким образом, концентрируются все имеющиеся средства и силы, чтобы достигнуть поставленной цели до 2030–2035 г.

Понятно, задача настолько сложная, что решить ее силами только корпорации Росатом вряд ли возможно. Необходимо подключение специалистов и коллективов РАН, РАЕН и других. Цель данной статьи как раз и заключается в том, чтобы привлечь внимание к обозначенному проекту, организовать его широкое обсуждение и сотрудничество в его реализации.

ИННОВАЦИОННЫЕ ПРОЕКТЫ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

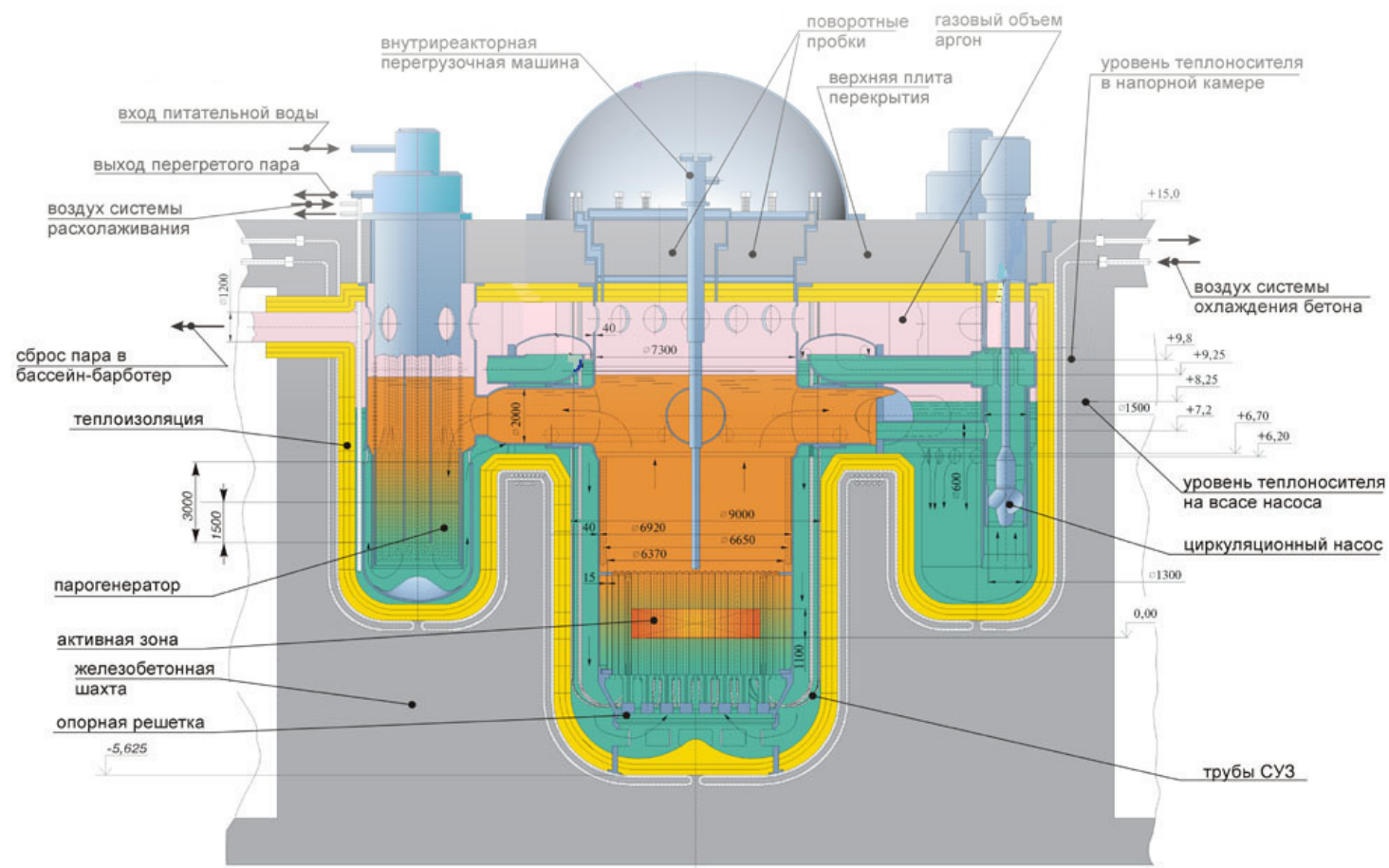


Фото: Реактор БРЕСТ-1200

тема номера

Ядерная энергетика на реакторах уже в 70-80-е гг. стала крупным сектором энергетики многих стран. Главная задача нового поколения быстрых реакторов – безопасность и экономическая конкурентоспособность по сравнению с электроэнергетикой на органическом топливе при практически неограниченной ресурсной базе по топливу, решение задач нераспространения и разумной минимизации РАО, т.е. решение задач крупномасштабной энергетики. Все эти задачи могут быть решены при развитии ядерной энергетики на реакторах типа БРЕСТ.

Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники (НИКИЭТ) - один из крупнейших в России центров ядерной техники и технологий, основанный академиком Н.А.Доллежалем в середине XX века. Основные направления деятельности - создание и сопровождение эксплуатации исследовательских, энергетических реакторов, а также энергетических и энергодвигательных установок для флота и космоса. Реакторные установки, спроектированные специалистами института по данным направлениям, зачастую были не только первыми в стране, но и открывали собой пионерские страницы в развитии мировой атомной энергетики и промышленности. В этом ряду первый промышленный реактор, реактор для Первой в мире АЭС, первый энергетический двухцелевой реактор на Сибирской АЭС, первый канальный реактор с ядерным перегревом пара на Белоярской АЭС, самый мощный для своего времени ядерный энергоблок с реактором РБМК-1500. На реакторах РБМК-1000 конструкции НИКИЭТ в настоящее время вырабатывается около 45% атомного электричества России. Всего по проектам и при участии НИКИЭТ было построено около 100 реакторных установок, многие из которых уникальны и до сих пор не имеют аналогов в мировой практике реакторостроения. На базе НИКИЭТ созданы и функционируют отраслевые центры Росатома по прочности, надежности и ресурсу оборудования атомной техники, расчетным кодам для АЭС и реакторных установок, неразрушающему контролю и диагностике металла оборудования и трубопроводов АЭС. НИКИЭТ является головным исполнителем работ по ядерной и радиационной безопасности при утилизации атомных объектов. В современной тематике исследований и разработок института НИКИЭТ имеются существенные заделы и разрабатываются проекты следующих систем: быстрые реакторы естественной безопасности с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем (БРЕСТ); упрощенные корпусные кипящие реакторы с естественной циркуляцией теплоносителя (ВК-300); усовершенствованные канальные реакторы с внутренне присущими свойствами безопасности (МКЭР); судовые и космические ядерные энергетические и двигательные установки; транспортабельные автономные атомные станции для электро- и теплоснабжения удаленных и труднодоступных районов (Унитерм); исследовательские реакторы широ-

кого профиля; многоцелевые реакторы малой мощности (РУТА, РУТА-ИТ).

БЫСТРЫЕ РЕАКТОРЫ ЕСТЕСТВЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ С ТЯЖЕЛЫМ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ (БРЕСТ).

Ядерная энергетика на реакторах уже в 70-80-е гг. стала крупным сектором энергетики многих стран. Главная задача нового поколения быстрых реакторов - безопасность и экономическая конкурентоспособность по сравнению с электроэнергетикой на органическом топливе при практически неограниченной ресурсной базе по топливу, решение задач нераспространения и разумной минимизации РАО, т.е. решение задач крупномасштабной энергетики. Все эти задачи могут быть решены при развитии ядерной энергетики на реакторах типа БРЕСТ. Базовым реактором для развития крупномасштабной ядерной энергетике может стать реактор БРЕСТ-1200 электрической мощностью 1200 МВт. В реакторах БРЕСТ внутренне присущая безопасность обеспечивается:

- использованием высококипящего, радиационно стойкого и слабо активируемого свинцового теплоносителя, химически пассивного при контакте с водой и воздухом, что позволяет осуществлять теплоотвод при низком давлении в корпусе реактора и исключает пожары, химические и тепловые взрывы при разгерметизации контура, течах парогенератора и любых перегревах теплоносителя;
- использованием плотного и теплопроводного мононитридного топлива, работающего при низких температурах, что обеспечивает малые величины радиационного распухания и выход газовых продуктов под оболочку твэла;
- выбором конструкции активной зоны со свинцовым отражателем, состав и геометрия которых обеспечивают полное воспроизводство топлива, небольшие по величине и отрицательные мощностной, температурный и пустотный эффекты реактивности, небольшой суммарный запас реактивности, исключаящий неконтролируемый разгон реактора на мгновенных нейтронах при несанкционированном взводе всех органов регулирования в любом состоянии реактора. Реализация указанных принципов по-

зволяет отказаться от ряда инженерных систем безопасности и существенно удешевить реакторную установку по сравнению с другими концепциями быстрых реакторов. Сравнительные экономические оценки затрат на сооружение и эксплуатацию реакторов БРЕСТ показали, что уровень этих затрат не выше, чем у легководных реакторов.

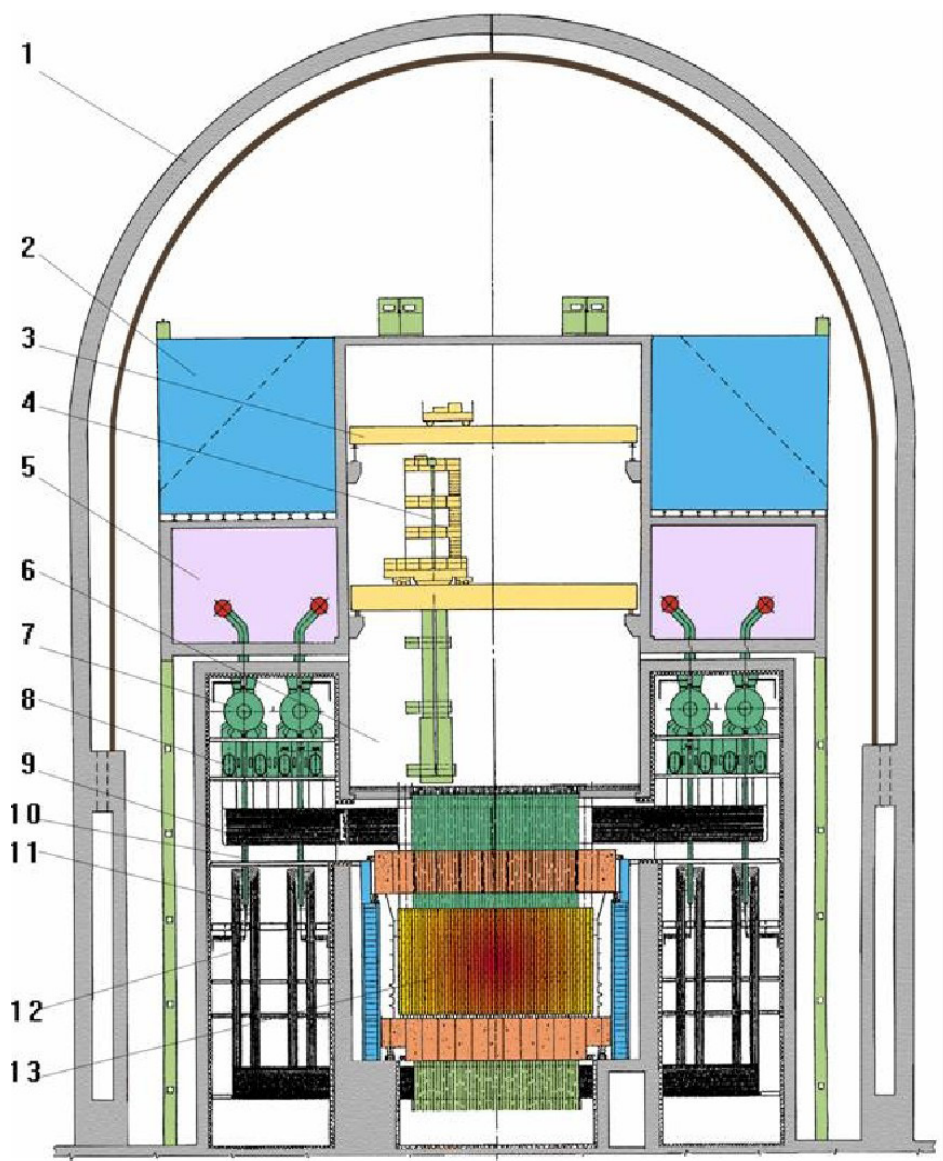
КОРПУСНОЙ КИПАЩИЙ РЕАКТОР С ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ (ВК-300).

Единственным действующим прототипом корпусного кипящего реактора ВК-300 в России является реактор ВК-50, успешно работающий в г. Дмитровграде. Проект ВК-300 ориентирован на использование освоенных в России технологий, с учетом готовности промышленности к изготовлению и поставке оборудования и элементов реактора при проведении наименьшего объема НИОКР. Энергоблок с корпусным кипящим реактором ВК-300 предназначен для комбинированной выработки электроэнергии и тепла. Турбоустановка, работающая по одноконтурной схеме с реактором, оптимизирована на условия теплофикационного режима. Реактор ВК-300 - это корпусной кипящий аппарат с интегральной компоновкой: сепараторы пара циклонного типа размещены внутри корпуса реактора. Большая часть тепломеханического оборудования АТЭС (турбина, теплообменное оборудование, насосы) также имеет действующие прототипы. Вместе с тем, в проекте ВК-300 применен ряд инновационных решений. Охлаждение активной зоны во всех режимах осуществляется при естественной циркуляции теплоносителя. Оригинальная схема циркуляции и многоступенчатой сепарации теплоносителя в реакторе позволяет увеличить расход естественной циркуляции за счет уменьшения гидравлического сопротивления контура благодаря снижению массового расхода через циклонные сепараторы в результате отбора (перед входом в сепараторы) и возврата в опускной тракт части влаги из потока теплоносителя. Высокий уровень безопасности энергоблока обеспечивается системой технических и организационных мер, в том числе за счет последовательной реализации концепции глубоко эшелонированной защиты;

использования и развития свойств внутренней самозащищенности реактора; организации функционирования систем безопасности на основе принципов: резервирования, пространственной и функциональной независимости, единичного отказа, разнообразия. Дозовые нагрузки на население на расстоянии 5 км от АТЭЦ при нормальной эксплуатации составляют сотые доли процента от санитарной нормы. В основных положениях проекта АТЭЦ с РУ ВК-300 обоснованы размеры санитарной зоны, ограниченной пределами площадки станции, зона планирования защитных мероприятий – 3 км, зоны планирования мероприятий по обязательному отселению населения не требуется. Таким образом, совокупность свойств безопасности РУ и энергоблока позволяют размещать АС с РУ ВК-300 вблизи населенных пунктов и водных источников.

КАНАЛЬНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ РЕАКТОРЫ (МКЭР).

Энергоблоки с реакторами МКЭР разрабатывались как эволюционное развитие отечественных водографитовых реакторов большой мощности – РБМК. При разработке РУ с МКЭР учтены современные и международные требования по безопасности АЭС, в частности требования и критерии МАГАТЭ в области безопасности для инновационных реакторов. Основными требованиями при разработке РУ с МКЭР являются эффективная и безопасная эксплуатация АС. При разработке атомных энергоблоков с каналными реакторами типа МКЭР предполагалось, что они должны прийти на смену завершающим свой срок службы АЭС с РБМК – 1000. Энергоблоки с реакторами МКЭР разрабатываются в виде моноблоков как автоматизированные технологические комплексы, предназначенные для безопасного и экономически эффективного производства электроэнергии, тепла и изотопной продукции. Разработка проектов энергоблоков с РУ типа МКЭР применительно к площадке Ленинградской АЭС велась объединённым коллективом специалистов НИКИЭТ (Москва), ВНИПИЭТ (С Петербург), РНЦ КИ и МО АЭП (Москва) при активном участии специалистов Ленинградской АЭС. Работы по проектированию реакторных установок с МКЭР начались с 1989 года, когда было выпущено техническое предложение



РУ МКЭР-1000 (800). Поперечный разрез.

- 1 - контеймент;
- 2 - бак СПР;
- 3 - кран мостовой;
- 4 - РЗМ;
- 5 - помещение паропроводов;
- 6 - реакторный зал;
- 7 - барабан-сепаратор;
- 8 - короб КГО;
- 9 - пароводяная коммуникация;
- 10 - напорный трубопровод;
- 11 - раздающий коллектор;
- 12 - коммуникация водяная;
- 13 - реактор.

безопасности МКЭР-800. К настоящему моменту времени выпущены эскизный проект АС с РУ МКЭР-800 электрической мощностью 860 МВт, основные положения АС с РУ МКЭР-1000 электрической мощностью 1000 МВт и техническое предложение по реакторной установке с МКЭР-1500 электрической мощностью 1500 МВт. Реакторные установки МКЭР-800 и МКЭР-1000 конструктивно подобны. Предложенная компоновка позволила сократить максимальные диаметры трубопроводов циркуляционного контура до 300 мм. При этом в отличие от РБМК-1000, циркуляционный контур МКЭР-800 (МКЭР-1000) не содержит обратных клапанов, отсечной и быстродействующей арматуры, что упрощает эксплуатацию РУ и, за счет исключения аварий, вызванных отказами оборудования циркуляционного контура, повышает надежность и безопасность энергоблока. Циркуляция теплоносителя — естественная, интенсифицируемая струйными водоводяными насосами (инжекторами).

Энергоблок МКЭР представляет собой моноблок реактор-турбина. Деаэраторы блока рассчитаны на давление 1,2 МПа. Питательные насосы, объединенные общим напорным коллектором, через регуляторы питания подают питательную воду к напорным патрубкам инжекторов. Каждая циркуляционная петля реакторного контура имеет свой регулятор питания. Перегрузка топлива и изотопной продукции может осуществляться как на остановленном, так и на работающем реакторе без снижения мощности разгрузочно-загрузочной машиной, входящей в состав разгрузочного комплекса. Биологическая защита реактора спроектирована таким образом, что в центральном зале на работающем реакторе эквивалентная мощность дозы не превышает 8 нЗв/с (2,9 мбэр/ч), что обеспечивает возможность пребывания персонала в центральном зале. Проведенные исследования показали, что тепловая мощность реактора равная 3000 МВт по технико-экономическим показателям можно считать предельной, которую целесообразно снимать естественной циркуляцией теплоносителя, интенсифицируемой водо-водяными струйными насосами. Поэтому в реакторе большей мощности МКЭР-1500 активная зона

охлаждается в режиме принудительной циркуляцией теплоносителя, развиваемой циркуляционными насосами. Все реакторы МКЭР так же, как и реакторы РБМК-1000, позволяют без ущерба для производства электроэнергии осуществлять наработку различных радионуклидов технического и медицинского назначения, осуществлять процесс радиационного модифицирования различных материалов.

АТОМНЫЕ СТАНЦИИ ДЛЯ ЭЛЕКТРО- И ТЕПЛОСНАБЖЕНИЯ УДАЛЕННЫХ И ТРУДНОДОСТУПНЫХ РАЙОНОВ (УНИТЕРМ).

Зона децентрализованного энергоснабжения занимает около двух третей территории России. На рассматриваемой территории находится большое число мелких изолированных потребителей с нагрузками до 3-5 МВт электрических это более 6000 ДЭС, суммарной установленной мощностью более 3000 МВт и высокими удельными расходами топлива 500-600 г.у.т./кВт.ч. Решение энергообеспечения таких регионов возможно за счет использования АС малой мощности, работающих в течение всего срока службы реакторной установки (РУ) без перегрузки активной зоны, обеспечивающих экологическую чистоту и исключающих распространение ядерных материалов. К таким станциям относится АСММ «УниTERM», предлагаемая НИКИЭТ. Теплогидравлические схемы РУ и АС «УниTERM» предусматривают использование трех взаимосвязанных гидравлических контуров, в последнем из которых размещены все потребители тепловой энергии (турбогенераторная установка и бойлеры системы отопления или технологического пара). В основу разработки реакторной установки «УниTERM» заложен принцип использования максимально апробированных технических решений, характерных для созданных по проектам НИКИЭТ реакторов интегрального типа. Реактор объединяет в едином корпусе все элементы системы первого контура: активную зону, промежуточные теплообменники, компенсатор объема, органы регулирования и аварийной защиты. Это позволяет полностью исключить из состава станции неотключаемые трубопроводы системы первого контура и достичь предельно компактного распо-

ложения источников ионизирующего излучения и потенциально опасной рабочей среды теплоносителя первого контура. Конструктивное исполнение реактора обеспечивает охлаждение активной зоны и передачу тепла за счет естественной конвекции теплоносителя первого контура. В реакторной установке «УниTERM» нет подвижных элементов, перемещаемых при ее работе: циркуляционных насосов, органов регулирования, клапанов и другой оперативной арматуры. Все изменения в режимах функционирования осуществляются под воздействием естественных процессов. Используемые в РУ системы безопасности пассивны, т.е. не требуют для осуществления своих функций внешних энергетических затрат. При срабатывании аварийной защиты активной зоны органы компенсации реактивности вводятся в нее под действием силы тяжести и энергии сжатых пружин. Постоянно действующая автономная система отвода мощности отводит остаточные тепловыделения и расхлаждает установку. Безопасность установки обеспечивается свойствами внутренней самозащищенности РУ и активной зоны, ее низкой напряженностью, наличием пяти барьеров на пути распространения радиоактивных продуктов: топливная матрица твэлов; оболочка твэлов; граница первого контура; страховочный корпус; защитная оболочка (контайнмент) РУ. Наиболее привлекательными качествами для «УниTERMa» является работа в режиме слежения за нагрузкой и вне зависимости от внешних обстоятельств, таких как короткое замыкание на линии электропередач, полное отключение потребителей от тепла и электричества, отсутствие перегрузки активной зоны в течение 25 лет эксплуатации и необходимости иметь хранилище отработанного топлива, воздушное охлаждение систем безопасности и конденсаторов турбин. После выработки установленного срока службы тепловой блок РУ эвакуируется с места размещения и доставляется на специализированное предприятие для разборки и утилизации.

ТЕХНИЧЕСКИЕ РЕШЕНИЯ РЕАКТОРА БРЕСТ-ОД-300 И ПЕРСПЕКТИВЫ ЕГО ЭКСПЛУАТАЦИИ

А.Р. Дягель, С.В. Лавриненко

Томский политехнический университет;

Энергетический институт им. Г.М. Кржижановского

ТЕХНОЛОГИЯ

На сегодняшний день актуальным является создание нового облика ядерной энергетики, основанной на применении реакторов естественной безопасности, что позволит исключить крупные аварии на АЭС и вместе с этим снизить стоимость строительства и эксплуатации ядерных энергоблоков, а также реализации замкнутого ядерного топливного цикла (ЯТЦ) для полного использования энергетического потенциала уранового сырья. Первым итогом работы стал концептуальный проект ядерного энергетического комплекса, состоящего из АЭС, пристанционного ядерного топливного цикла и хранилища отходов.

Реакторная установка БРЕСТ-ОД-300 представляет собой двухконтурный парогенерирующий энергоблок. В качестве топлива рассматривается хорошо совместимое со свинцом и материалом оболочки твэла высокоплотное и высокотеплопроводное мононитридное смешанное уран-плутониевое топливо, в качестве материала оболочки - хромистая сталь ферритно-мартенситного класса. Теплоноситель - жидкий свинец, который не вступает в экзотермическое взаимодействие с водой, воздухом и конструкционными материалами, не горит, радиационно стоек, слабо активируется и позволяет осуществлять теплоотвод при низком давлении и большом запасе до кипения. Активная зона набрана из 145 бескожуховых ТВС квадратного сечения с твэлами стержневой конструкции. Для радиального выравнивания подогрева теплоносителя центральные ТВС набраны из твэлов диаметром 9.4 мм, два следующих ряда - из твэлов диаметром 9.8 мм, и последний ряд - из твэлов 10 мм. Отвод тепла от активной зоны реак-

тора осуществляется за счет принудительной циркуляции насосами свинцового теплоносителя (СТ). Нагреваясь до температуры $\approx 40^\circ\text{C}$ он перетекает во входные полости парогенератора (ПГ) и опускаясь по межтрубному пространству, отдает свое тепло теплоносителю второго контура (водяному пару), проходящему внутри трубок ПГ. Охлажденный примерно до 420°C свинец выливается в камеру всасывания насосов, откуда снова подается в напорную камеру. Конструкция свинцового контура с большой теплоаккумулирующей способностью и инерцией расхода, а также наличие байпасного тракта обеспечивает естественную циркуляцию свинца при отключении насосов. Помимо энергоблока БРЕСТ-ОД-300 в состав реакторной установки входят системы, обеспечивающие ее нормальную эксплуатацию - Система газового разогрева реактора необходима для разогрева конструкций реактора перед заполнением его теплоносителем. - Система заполнения реактора свинцом обеспечивает прием свинца в транспортные емкости. - Система обработки теплоносителя газовыми смесями для периодической (1 раз в 1-2 года) обработки свинцового теплоносителя окислительно-восстановительными газовыми смесями и очистки используемых смесей от радиоактивных примесей. - Система очистки радиоактивного газа реактора предназначена для очистки газо-аэрозольных выбросов АЭС от радиоактивных продуктов деления. - Система охлаждения шахты реактора необходима для охлаждения бетона шахты атмосферным воздухом, работает за счет естественной циркуляции воздуха (пассивный принцип охлаждения). Трубопроводы охлаждения располагаются в

бетоне по периметру шахты реактора.

- Четыре канала безопасности для обеспечения безопасности работы блока. В каждый канал входит система нормального и аварийного охлаждения реактора - для отвода остаточных тепловыделений реактора к конечному поглотителю (атмосферному воздуху). Система работает на пассивном принципе охлаждения.
- Система локализации течи парогенераторов служит для защиты реактора от превышения допустимого давления в корпусе и локализации радиоактивных веществ, образующихся при аварийной разгерметизации трубки парогенератора, при аварии парогазовая смесь поступает в теплообменник-конденсатор, далее конденсат направляется в спецканализацию, а газ - либо в спецканализацию, либо в систему газоочистки.
- Система защиты от превышения давления служит для защиты реактора от превышения допустимого давления в корпусе при возникновении аварии, связанной с одновременным разрывом до 11 трубок парогенератора и последовательным разрывом до 24 трубок.

Второй контур - нерадиоактивный и состоит из паропроизводительной части парогенераторов, главных паропроводов, системы питательной воды и одного турбоагрегата. В качестве воднохимического режима второго контура принят освоенный и распространенный практически на всех блоках ТЭС сверхкритического давления нейтрально-кислородный водный режим. В отличие от существующих в мире АЭС, где второй контур влияет на обеспечение безопасности в случае аварийного отвода тепла от реакторной установки, в рассматриваемом проекте на него эта функция не возлагается.

Во втором контуре имеется - всего лишь два элемента безопасности - предохранительные клапаны парогенератора и отсечные клапаны, установленные на линии подачи питательной воды в парогенератор. Их назначение - предотвращение недопустимого повышения давления в парогенераторе и предупреждение "замерзания" свинцового теплоносителя 1-го контура.

Архитектурно-строительное решение комплекса. Впервые в отечественной практике строительства атомных электростанций в проекте комплекса заложена технология строительства на основе монолитного железобетона, что позволяет удешевить и сократить сроки строительства.

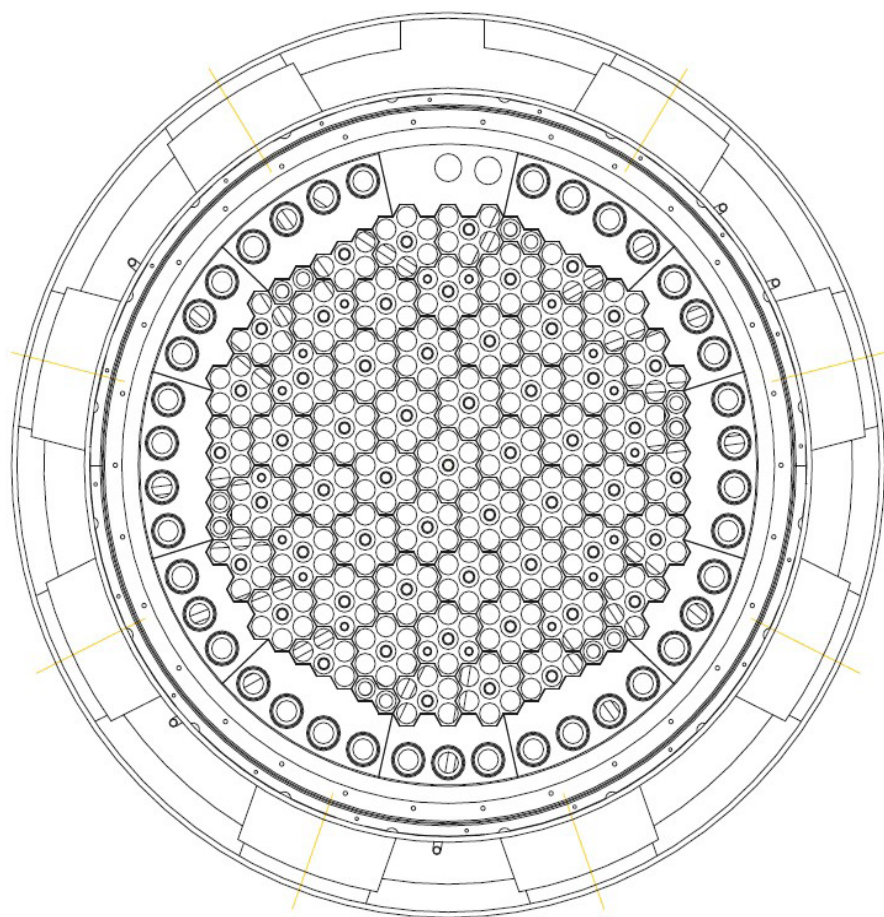
Главный корпус АЭС состоит из двух частей: здание реактора и здание турбоустановки. В качестве проектного землетрясения принято θ баллов, в качестве максимально расчетного землетрясения - 7 баллов, здания разделены между собой антисейсмическим температурно-деформационным швом.

Здание турбоустановки, состоящее из машинного зала и обстроек, размещается на единой монолитной железобетонной фундаментной плите. Центральный объем (ширина - 32 м, длина - 50 м, высота свода - 48.4 м), содержит шахту с реакторной установкой и оборудованием первого контура, тоннель перегрузки топлива, транспортный коридор, центральный зал с трубопроводами второго контура и системами охлаждения шахты реактора. Центральный объем перекрыт монолитным железобетонным сводом в отметках 40.800 × 48.400 и служит защитой для оборудования от внешних воздействий.

Пристанционный ядерный топливный цикл БРЕСТ-ОД-300 позволяет практически неограниченно расширить ресурсную базу атомной энергетики за счет организации циркуляции ядерного уран-плутониевого топлива равновесного состава с необходимостью добавления лишь небольшого количества обедненного или природного урана.

Особенностями цикла является, во-первых, полная дистанционность ведения технологического процесса, ремонта и обслуживания оборудования и, во-вторых, технологический процесс без использования манипуляторов, которые применяются только для переналадки оборудования и замены вышедших из строя либо изношенных узлов оборудования.

В соответствии с хронологией и объемом выполняемой программы, пристан-



Конструкция активной зоны РУ БРЕСТ ОД-300.

ционный цикл БРЕСТ-ОД-300 разбит на две очереди.

Первая очередь пристанционного цикла предназначена для фабрикации первых топливных загрузок реакторных установок БРЕСТ-ОД-300 (145 ТВС, 17 600 кг мононитридного топлива) и БН-800 (776 ТВС, 31 700 кг мононитридного топлива) в течение года и включает в себя участки фабрикации порошка из исходных ядерных материалов, таблеток, твэлов, тепловыделяющих сборок.

Вторая очередь пристанционного цикла включает (дополнительно к первой) участки разделки и регенерации облученного топлива. Ввод в действие 2-й очереди планируется ориентировочно через 3 года после ввода в эксплуатацию первой очереди.

В выполненном техническом проекте обращения с радиоактивными отходами предусмотрено оптимальное их разделение на отдельные потоки с учетом активности, агрегатного состояния и других характеристик для последующей переработки каждого потока наиболее эффективным и безопасным способом. В результате переработки получают минимальные по объему конечные продукты, надежно удерживающие содержащи-

еся в них радионуклиды в условиях хранения и захоронения.

Долгосрочный сценарий развития атомной энергетики.

В стратегии развития ядерной энергетики России можно выделить некоторые ключевые направления:

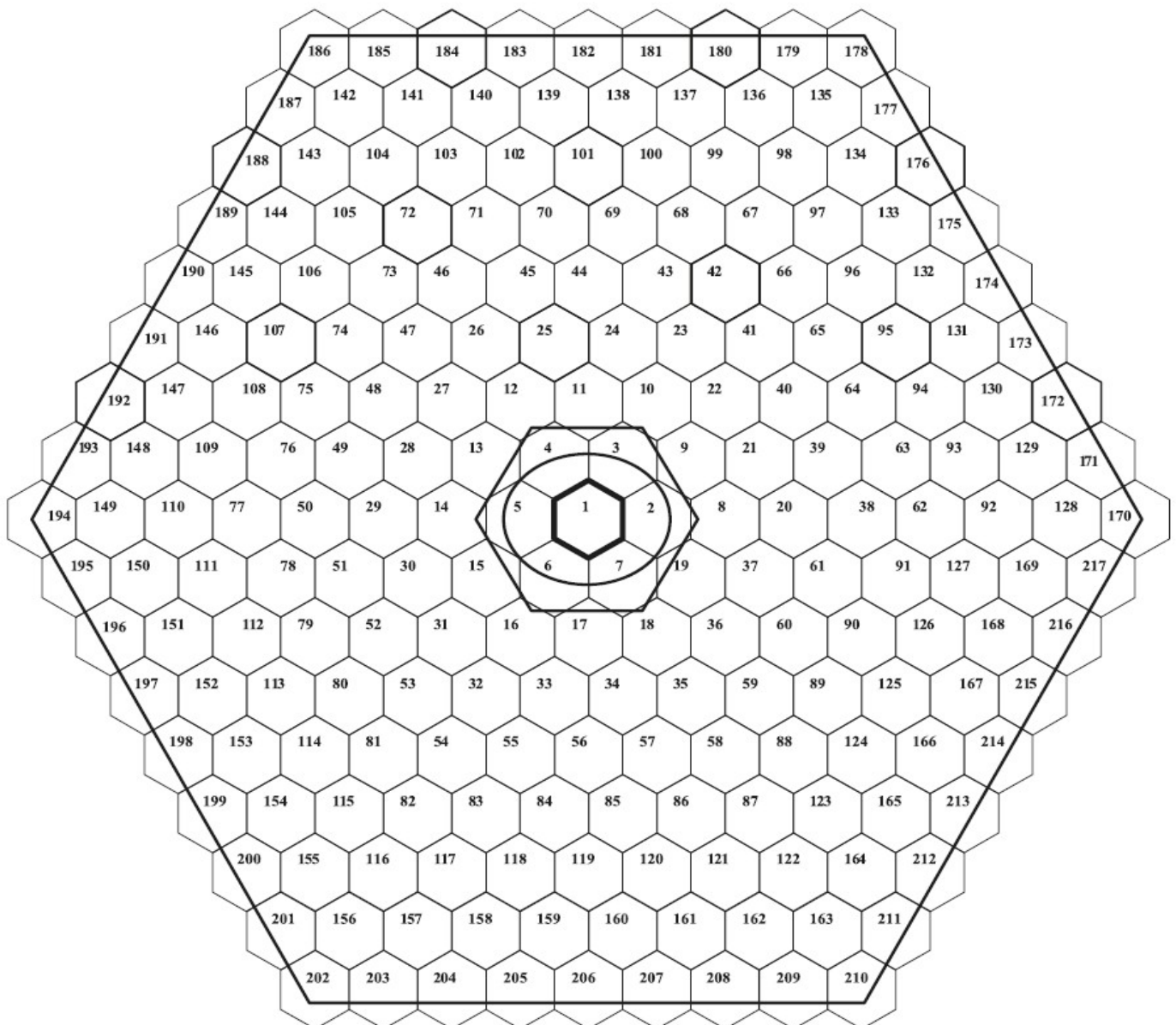
- строительство в ближайшие 20-30 лет усовершенствованных тепловых реакторов, работающих на обогащенном уране, до исчерпания экономически приемлемых запасов природного урана (первый этап);
- переработка отработавшего топлива тепловых реакторов для выделения плутония и долгоживущих нуклидов;
- начало развития после 2030 г. быстрых реакторов нового поколения на базе плутония, выделенного из облученного топлива ядерных реакторов (второй этап).

На базе материальных балансов топлива рассмотрим потенциал развития системы ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах типа БРЕСТ с небольшим избыточным воспроизводством (КВА - 1,05).

С 2030 г. на базе плутония, выделяемого из перерабатываемого облученного топлива тепловых реакторов, вводится по одному реактору БРЕСТ-1200 за один год. Если требуемого количества плутония недостаточно, в рассматриваемый год БРЕСТ не вводится. Развитие реакторов БРЕСТ проводится до достижения установленной мощности 300 ГВт (250 реакторов БРЕСТ-1200), далее эта система работает до исчерпания отвального урана, так как подпитка в данном расчете осуществлялась только отвальным ураном. Результаты расчетов по рассматриваемому сценарию развития ядерной энергетики представлены на рисунках. Согласно рисунку 1 для доступных за-

пасов природного урана в размере 500 тыс. т суммарная электрическая мощность тепловых реакторов возрастает до 49 ГВт к 2036 г., после 2041 г. она монотонно убывает в связи с выводом реакторов из эксплуатации после достижения предельного срока службы. Начав развитие в 2030 г., мощность реакторов БРЕСТ-1200 достигает к 2050 г. 26 ГВт, к 2100 г. – 112 ГВт и выходит на уровень 300 ГВт в 2160 г. Далее эта система обеспечена ресурсами отвального урана для работы до 3750 г. Представленные результаты показывают возможности развития системы тепловых и быстрых реакторов по обеспеченности их топливом. Дальнейшая перспектива тепловых реакторов заключается в переводе на торие-

вый цикл с наработкой недостающего ^{233}U в бланкетах быстрых или в цикле $\text{Pu-Th-}^{233}\text{U}$ тепловых реакторов. Результаты исследовательских и проектных работ указывают на возможность реализации в энергокомплексах с реакторной установкой типа БРЕСТ основных требований к крупномасштабной ядерной энергетике по безопасности и экономичности. А возможность работы установки в замкнутом ЯТЦ на собственном регенерированном топливе в значительной мере расширяет масштабы и горизонты развития ядерной энергетики.



Потвальная расчетная модель ТВС РУ БРЕСТ ОД-300
с центральной стальной шестигранной трубой

Исследовательские ядерные установки (ИЯУ)

Многоцелевой быстрый исследовательский реактор (МБИР)

Росатом рассчитывает создать в Димитровграде научный центр мирового класса, основой которого станет многоцелевой быстрый исследовательский реактор (МБИР).

Натриевый быстрый реактор МБИР строится на площадке ГНЦ «НИИАР» в рамках ФЦП по ядерным энерготехнологиям нового поколения. МБИР, самый мощный из действующих, сооружаемых и проектируемых исследовательских реакторов в мире, призван заместить быстрый исследовательский реактор БОР-60, построенный почти полвека назад. Технические характеристики и уникальные потребительские свойства реактора МБИР позволяют решать широкий спектр актуальных исследовательских задач в обоснование долгосрочного развития атомной энергетики и замыкания ядерного топливного цикла. Однако реактор может быть задействован не только под нужды атомной промышленности: новые функциональные материалы нужны в медицине, в космической сфере, в машиностроении.

С получением в марте 2014 года положительного заключения госэкспертизы проектной документации проект перешел в стадию практической реализации: началось заключение договоров на изготовление и поставку оборудования, сооружение первой очереди системы физической защиты МБИР и подготовка площадки строительства. В октябре 2014 года целевая инспекция Ростехнадзора подтвердила готовность НИИАР к сооружению МБИР и достоверность представленных на экспертизу сведений. Завершение процедуры лицензи-

рования ожидается весной 2015 года.

Альтернатив проекту МБИР в мире практически нет. БОР-60 дорабатывает свой ресурс и полностью загружен заказами. Китайский CEFR — демонстрационный, а не исследовательский реактор. Индийский FBTR работает на нужды национальной программы, он недоступен для сторонних заказчиков. Японские быстрые реакторы JOYO и Monju остановлены, их судьба неясна. Американский FFTF окончательно остановлен и уже частично демонтирован. Европейский MYRRHA до сих пор на стадии проекта.

МБИР презентовали на генеральной конференции МАГАТЭ в сентябре 2014 года, пригласив участвовать в проекте всех желающих. Потенциальным партнерам предлагается обязательный объем исследований на установке, скидка на время облучения. Кроме того, те, кто придет с финансированием, получат приоритетный доступ к результатам исследований. Проект может быть интересен Южной Корее, Индии, Латинской Америке. На старте вхождение точно будет дешевле, чем после ввода в эксплуатацию.

Программу исследований на первые пять лет обещают сформировать еще до пуска реактора. Видимо, многие сегодняшние заказчики БОР-60 перейдут на новую установку — к 2020 году как раз истечет срок продления эксплуатации действующего реактора. Кстати, иностранные фирмы продолжают работать на реакторе БОР-60. Например, американская компания Terra Power основателя Microsoft Билла Гейтса.

Оргструктура МБИР будет выглядеть так: эксплуатирующей организацией будет ГНЦ «НИИАР», на площадке которого

сооружается реактор. Управляющая компания, в свою очередь, будет арендовать у института время облучения, а затем продавать его заказчикам тех или иных работ. Можно отдельно оговорить исключительное право собственности на результаты исследований — тогда управляющая компания получит только деньги, но стоимость облучения, естественно, будеткратно выше.

Архитектурно-планировочными и конструкторскими решениями ИЯУ МБИР предусмотрено максимально эффективное использование нейтронных потоков и вырабатываемого на установке тепла: ячейки бокового экрана активной зоны МБИР будут использоваться для производства широкого спектра радиоизотопов, расположенные за корпусом реактора вертикальные экспериментальные каналы — в производстве ядерно-легированного кремния, а вырабатываемый в парогенераторах пар позволит обеспечить потребности Димитровграда в электроэнергии и тепле.

Уникальная установка будет внести существенный вклад в развитие ядерно-инновационного кластера Димитровграда. Он создается при участии Росатома, ФМБА России, правительства Ульяновской области и администрации города. В 2013–2014 годах ядерно-инновационный кластер Димитровграда в числе пилотных инновационных территориальных кластеров России получал свыше 100 млн рублей бюджетных субсидий на развитие инфраструктуры.

По материалам журнала «Атомный эксперт».

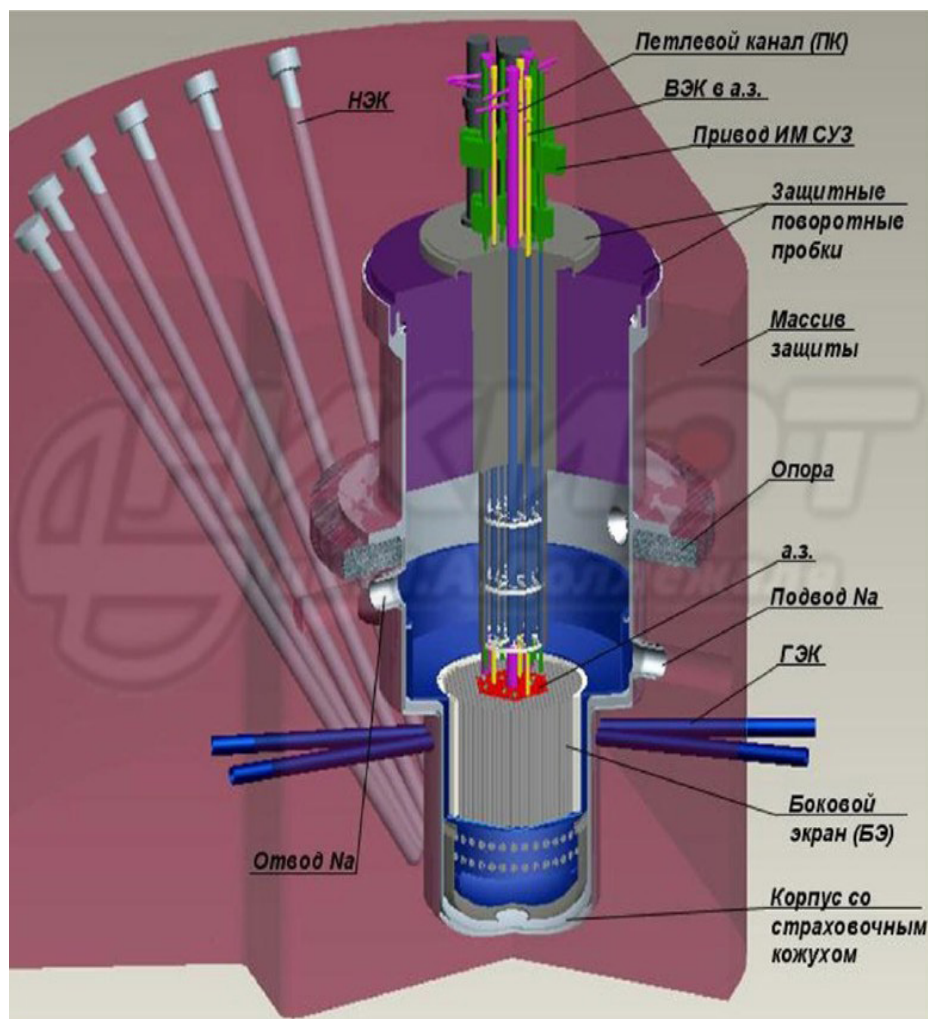
Игорь ЖЕМКОВ,
начальник инженерно-физической лаборатории НИИАР

БОР-60 работает уже 45 лет. Для быстрых реакторов это рекорд непрерывной эксплуатации. Спрос на услуги установки огромен. Инструментованная ячейка и центральные ячейки заняты заказчиками до конца срока службы реактора. Подчеркиваю: любого срока. Поэтому мы прикладываем все усилия для того, чтобы продлить срок эксплуатации БОР-60. Пока мы планируем, что наш реактор проработает до 2018–2020 годов, то есть до планируемого пуска МБИР на площадке НИИАР. В дальнейшем экспериментальные исследования, которые ведутся на БОР-60, плавно пере-

йдут на МБИР и продолжатся. Кто заказчики исследований на реакторе БОР-60? Из отечественных — фактически все известные современные проекты: БРЕСТ, СВБР, «Прорыв», БН... Ведутся экспериментальные исследования и облучательные программы под обоснование новых перспективных материалов, обоснование продления эксплуатации действующих реакторов. Зарубежных заказчиков тоже много — большинство ведущих стран мира. Существует конкуренция за право работать на реакторе, за выбор лучших ячеек и условий облучения. Кстати, БОР-60 также по определению не ис-

следовательский реактор. Его название расшифровывается как «быстрый опытный реактор». Однако благодаря набранному опыту и инструментальной базе НИИАР он перешел в разряд исследовательских. Вообще, у БОР-60 длинная история. На самом деле штатный срок эксплуатации реактора закончился в 1989 году. Конечно, срок этот был явно занижен. Тем не менее с этого момента НИИАР постоянно занимается продлением срока эксплуатации РУ БОР-60.

(По материалам Atominfo.ru)



Конструктивный облик РУ МБИР

ИНТЕРВЬЮ



«Установленный срок сооружения МБИР никто не отменял»

Заместитель директора Блока по управлению инновациями Госкорпорации «Росатом», директор проекта МБИР

Александр ТУЗОВ

Материал и фото независимого информационно-аналитического издания AtomInfo.Ru

- Александр Александрович, на какой стадии находится лицензионный процесс реактора МБИР?

По состоянию на начало осени 2014 года, мы прошли одну очень важную веху - получили лицензию на размещение многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах МБИР. Это произошло в конце июля, выдана лицензия Ростехнадзором.

Сам процесс лицензирования был достаточно долгим, у нас на это ушёл целый год. По пути получали заключение экологической экспертизы на материалы, готовили соответствующее обоснование в Ростехнадзоре, довольно много времени заняла сама процедура экспертизы.

Нельзя сказать, что были какие-то необычайные сложности, такого не было, но в целом процесс несколько затянулся.

Что даёт лицензия на размещение?

Лицензия на размещение даёт возможность начать работы подготовительного периода. То есть, мы можем готовить площадку, сооружать систему физической защиты, готовить на площадке соответствующую инфраструктуру.

Котлован имеет право рыть?

Котлован - нет. Котлован - это уже работы основного периода строительства. Представители Ростехнадзора нам чётко разъяснили, что производство земляных работ возможно только после получения лицензии на сооружение, так что мы полностью соблюдаем букву закона.

Подготовительный период - это дороги, сети, система физической защиты, планировка. За время подготовительного периода мы фактически должны подготовить площадку строительства.

Каков срок действия лицензии на размещение?

Пять лет.

Что произойдёт, если за пять лет не успеете перейти к основному этапу строительства?

Нужно будет заново подать обосновывающие материалы в надзор. Но уже откорректированные с учётом того, что прошло время. Результаты инженерных изысканий имеют срок давности, так что придётся кое-что делать заново. Но я думаю, что до этого не дойдёт, ведь мы пока движемся в графике.

А какого порядка стоимость работ, необходимых для получения лицензии на размещение?

Стоимость собственно экспертизы материалов обоснования лицензии копеечная. А вот стоимость тех работ, которые необходимо выполнить, чтобы успешно пройти экспертизу, исчисляется десятками миллионов рублей.

То есть, для того, чтобы получить лицензию на размещение, речь идёт о десятках миллионах рублей. Можно так сказать?

Можно даже сказать, что больше. Потому что в список материалов, необходимых для получения лицензии на размещение, обязательно входят дорогостоящие материалы.

Например, предварительный отчёт по обоснованию безопасности. Плюс некоторые материалы из проектной документации, плюс результаты инженерных изысканий. Совокупно получаются сотни миллионов рублей, лицензия на размещение – штука дорогая. Но этот этап мы закончили.

Следующий этап – получение лицензии на сооружение. Материалы обоснования лицензии для экспертизы мы подготовили, весь комплект документов ушел в Ростехнадзор в начале июля, и мы получили уведомление, что они приняты к рассмотрению.

Сейчас готовится техническое задание на проведение экспертизы, и в самое ближайшее время ОАО «ГНЦ НИИАР» как заказчик-застройщик будет заключать договор с уполномоченной организацией на ее проведение. Сама экспертиза также начнётся в скором будущем.

Чем отличается по объёму содержание заявки на размещение и заявки на сооружение?

На втором этапе добавляется довольно много. Например, детальный отчёт по обоснованию безопасности с результатами соответствующих расчётов,

утверждённая проектная документация, результаты расширенной экологической экспертизы.

Ростехнадзор сейчас, по сути, начинает проверять возможность выполнения работ по сооружению установки в той последовательности, которая принята в проектной документации, и с учётом тех обоснований безопасности, которые имеются в предварительном отчёте по обоснованию безопасности.

То есть, к этому этапу вы должны иметь готовый технический проект?

Да, и он у нас есть. Технический проект реакторной установки разработан, проектная документация, выполненная в соответствии с 87-ым постановлением Правительства, прошла государственную экспертизу и утверждена.

И финальный ТОБ (SAR) должен быть уже?

Нет, не должен. ООБ потребуется для получения лицензии на эксплуатацию, а для лицензии на сооружение достаточно предварительного отчёта.

Параллельно мы проходим, более того – завершаем, прямо на выходе стоим, ещё одну государственную экспертизу материалов на сооружение – экологическую. Она проводится в другом ведомстве, Росприроднадзоре.

С другой стороны, площадка должна быть более-менее известна, это НИИАР, их территория.

Безусловно. Это было нашим козырем при ответах на вопросы.

Когда планируете получить лицензию на сооружение?

Мы будем стараться получить лицензию к концу весны 2015 года. Мы находимся в достаточно жёстком графике сооружения, и затягивать с этим вопросом не имеем права.

К концу весны как раз все просохнет, генподрядчик сможет начать масштабные работы.

И какой будет следующий этап после лицензии на сооружение?

Лицензия на эксплуатацию. Она выдаётся под самое завершение строительства.

И какой будет следующий этап после лицензии на сооружение?

Проект МБИР предусматривает две стадии.

Первая стадия – это сооружение главного здания, собственно реакторного блока. Эта часть финансируется из федерального бюджета в рамках Федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения». Фактически это означает, что, завершив первую часть проекта,

мы получим большой физический стенд. Вторая стадия – дооснащение установки экспериментальной инфраструктурой и энергетическим хвостом – будет уже выполняться за внебюджетные средства. Источник финансирования по этой части ещё точно не определён. Мы работаем над привлечением внебюджетных средств.

Турбина вне бюджета?

Да, турбинный блок будет сооружаться за внебюджетные средства, как и все экспериментальные устройства и исследовательская инфраструктура, включая вертикальные и горизонтальные каналы, автономные петли, устройства ядерного легирования кремния и прочее.

Турбина вне бюджета?

Да, турбинный блок будет сооружаться за внебюджетные средства, как и все экспериментальные устройства и исследовательская инфраструктура, включая вертикальные и горизонтальные каналы, автономные петли, устройства ядерного легирования кремния и прочее.

Тогда возникает резонный вопрос – не получится ли так, что первая часть работ также не будет выполняться до тех пор, пока не найдётся источник для второй?

Первая часть выполняется будет в любом случае.

А натрий там будет?

В конечном итоге – обязательно. Но в рамках первой части проекта, реализуемой за федеральные деньги, мы получим установку, которая позволит проводить только эксперименты по моделированию нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора. Чтобы сделать из фактически большого физического стенда полноценную исследовательскую ядерную установку, нам нужно приложить значительные усилия по изысканию дополнительного финансирования.

Я бы попробовал сформулировать задачу следующим образом. Весь проект состоит даже не из двух, а из трёх частей, а именно:

- сооружение собственно реактора, с обеспечением возможности его «сухого» физпуска,

- сооружение ядерной энергетической установки (ЯЭУ), включая контура теплоотвода с соответствующим оборудованием, и турбинного блока с обеспечением возможности проведения энергетического пуска;

- дооснащение ЯЭУ экспериментальной инфраструктурой (петлевые установки, каналы и пр.)

В активной зоне наверняка рассмотрены те или иные исследовательские каналы. Что будет с ними после выполнения первой части работ?

Конструкция реактора подразумевает возможность установки различных исследовательских устройств в активную зону. Но, говоря по-простому, соответствующие проходки есть, однако на первом этапе они заглушены.

Что сейчас входит в круг ближайших задач, кроме поиска денег на вторую и третью части работ?

Построить реактор. Это большая задача стоимостью в несколько миллиардов рублей. Нельзя их просто закопать в землю, надо не лишиться себя возможности достроить реакторный блок до полноценной исследовательской установки.

Кто делает корпус, если не секрет?

Не секрет, изготовителем будет ОАО «АЭМ-технологии». Корпус изготовят либо в Петрозаводске, либо в Волгодонске.

При этом нужно понимать, что наш корпус имеет свои особенности по сравнению с корпусами ВВЭР. Корпус реактора МБИР можно в пропорциях сравнить с яичной скорлупой: толщина стенки по сравнению с диаметром совсем незначительная, поскольку давление теплоносителя у нас минимальное.

Страховочный корпус есть, как у «больших» БН?

Да, всё то же самое делается и у нас.

А привода кто будет изготавливать?

Исполнительные механизмы СУЗ будет делать ОАО «НИКИЭТ».

Добавлю к сказанному, что сейчас мы очень активно работаем над сокращением стоимости основных элементов реакторного оборудования - насосов, теплообменников, парогенераторов.

То есть, к этому этапу вы должны иметь готовый технический проект?

Да, и он у нас есть. Технический проект реакторной установки разработан, проектная документация, выполненная в соответствии с 87-ым постановлением Правительства, прошла государственную экспертизу и утверждена.

В сухом остатке, можно ли так сказать - если не найдётся внебюджетных денег на вторую и третью части, то мы получим БФС, только в НИИАРе?

Я уверен, что финансирование на вторую и третью части проекта мы обязательно найдем.

И когда МБИР появится?

Сроки сооружения установки не изменились. Мы по-прежнему исходим из того, что к 2020 году пуск реактора состоится.

Вся работа или только первая её часть?

Мы будем стараться, чтобы в 2020 году была завершена вся работа, чтобы в нашей стране появился современный исследовательский реактор на быстрых нейтронах.

Всё-таки, ещё вопрос по графику. Когда можно будет увидеть корпус с загруженными кассетами и выход на МКУ?

По графику сооружения, топливо на площадке появляется в 2018 году, загрузка его в реактор - в 2019 году.

Александр Александрович, следующий вопрос касается международной роли МБИР. Год назад на «Атомэкспо» был подписан меморандум между Россией, США и Францией о взаимопонимании по использованию МБИР. Есть ли какие-то изменения по этому направлению?

Сегодня дела обстоят не самым оптимистичным образом. Министерство энергетики США этой весной приостановило научно-техническое сотрудничество с Росатомом, и проект МБИР тоже попал под ограничения. В настоящее время у нас нет никаких контактов с американцами в рамках проекта.

Заморозить контакты – инициатива именно американцев?

Да, они прислали официальное уведомление, что до урегулирования украинского вопроса прекращают научно-техническое сотрудничество.

С французами немного по-другому. Там работают более спокойные люди, Европа есть Европа, соседи есть соседи. Но, вместе с тем, по проекту МБИР определённое охлаждение отношений с французскими коллегами наблюдается.

Это чистая политика или нечто иное?

Думаю, что чистая политика, потому что на рабочем уровне до нас не доходила никакая другая информация. Я предполагаю, что всё упирается исключительно в политическую составляющую.

Но проект всё равно должен жить. Мы приступили к активным поискам партнёров в других регионах и частях света – в

Азии, Латинской Америке.

Один из путей поиска внебюджетного финансирования для достройки энергетического хвоста - как раз поиск партнёров за рубежом. Поэтому мы контактируем с государствами, для которых МБИР был бы интересен для проведения в будущем исследований.

Китай, Индия, Япония, Бразилия, Аргентина...

...Южная Корея. Любой мало-мальски сведущий в тематике человек понимает, что всё будет упираться именно в перечисленные страны. Сейчас будем проверять, насколько им предложение интересно, будем работать с ними.

У нас подготовлен проект оживления международного центра исследований, надеемся презентовать его в самое ближайшее время.

23 сентября на генконференции МАГАТЭ состоится брифинг заместителя генерального директора Першукова, где будет сделано официальное объявление, какие шаги руководство Росатома будет предпринимать в этом направлении в дальнейшем.

По поводу Китая идёт совершенно разная информация, но в том числе и то, что даже CEFR они не могут использовать в полной мере.

К сожалению, это правда. И мы будем использовать этот аргумент в продвижении. И то, что Китай уже долгое время не может вывести CEFR на номинальную мощность, и то, что CEFR по существу является не исследовательской установкой, а небольшим опытным реактором, который позволяет отрабатывать натриевую технологию, но не может служить для выполнения широкой исследовательской программы.

Будем стараться, будем убеждать, будем говорить, что потенциальные возможности МБИР гораздо выше, чем у CEFR. Будем работать, рекламировать, объяснять. Будем предлагать такие программы исследований, которые окажутся интересны не только странам, развивающим быструю тематику, но и будут полезны для традиционной ядерной энергетики.

Будем значительные усилия вкладывать в программу утилизации и обращения с минорами, будем позиционировать исследования по замкнутому топливному циклу, новым видам топлива. Проблема новых конструкционных материалов никуда не делась.

МБИР как наследник БОР-60 вполне может подхватить те исследования, которые ведутся сейчас, и которые всё равно необходимо будет продолжать после 2020 г.

У потенциальных партнёров есть ли понимание, что вхождение в проект на сегодняшнем этапе дешевле, чем после ввода в эксплуатацию?

Более чем. Если сейчас стоимость с.н.а. одна, то после достройки она будет минимум вдвое, а скорее, в 2–2,5 раза больше.

Компания «Terra Power» не является государственной структурой, хоть она и американская. И у неё большая программа на БОР-60.

Мы рассчитываем на то, что они перейдут на МБИР.

А возможен вариант, что они не просто переедут, а выступят стороной меморандума?

Понимаете, компания «Terra Power» всё же является проектной компанией. Они сами ищут привлечённое финансирование, чтобы закончить свой собственный проект. Но понятно, что имея в союзниках и заинтересантах такого товарища, как Билл Гейтс, нам будет гораздо проще работать.

Вполне возможно, что здесь стоило бы постараться объединиться, и искать инвесторов, которые были бы заинтересованы в наличии быстрого исследовательского аппарата.

Какая судьба ожидает предшественника МБИР, реактор БОР-60?

Совсем недавно, примерно месяц назад, было подписано решение о продлении срока эксплуатации реактора БОР-60 до конца 2019 года. Естественно, это решение принималось с учётом условия регулярного подтверждения ресурсных характеристик и при соответствующем обосновании безопасности эксплуатации установки.

Персонал БОР-60, как я понимаю, уверен в безопасности эксплуатации, состав работ по обоснованию продления ресурса ясен, непреодолимых проблем там не видим. Программа научных исследований составлена тоже довольно плотно, время облучения расписано если и не до конца 2019 год, то на ближайшие три-четыре года точно.

Что будет после 2020 года - не знаю. Мои личные ощущения, что многое будет зависеть, в первую очередь, от обоснования безопасности. Всё-таки надо понимать, что полвека эксплуатации для быстрого аппарата - это очень много. Это первый момент. И второе соображение: что будет с БОР-60, если к этому сроку МБИР в полноценном виде ещё не будет создан?

Но подчеркну, что принятие решения о продлении срока эксплуатации в первую

очередь будет определяться не коммерческими соображениями, а уверенностью в безопасности.

А возможно ли вернуться к проекту его модернизации? В своё время были разговоры про БОР-60М.

Думаю, в настоящее время уже нет. Такая возможность существовала в 2006 году. Тогда была развилка - либо новый аппарат, либо модернизация старого. И если государство вложило огромные деньги в проект МБИР, то теперь мы должны идти до конца и строить МБИР. Модернизация БОР-60 сегодня нереальна.

Предположим, у нас были бы неограниченные деньги и ресурсы. При таком предположении, имело бы смысл иметь два аппарата - и МБИР, и модернизированный БОР-60?

Если бы у нас были неограниченные деньги и ресурсы, то я направил бы их на дальнейшую модернизацию установки МБИР.

То есть, имея два аппарата, мы ничего не выигрываем?

Думаю, что это не та ситуация, когда нужно иметь два действующих аппарата.

Даже если всё пройдёт по плану, в первые годы эксплуатации МБИР наверняка будут те или иные сложности.

Детские болезни обязательно должны быть. Без этого никуда. Тем более, что для МБИР предполагается новое топливо. По проекту у нас вибро-МОКС-топливо с 38%-ным содержанием плутония. Сейчас ведём исследования в его обоснование - проводим облучение в БОР-60.

38% плутония и вибро?

Такое содержание плутония необходимо, чтобы обеспечить заявленную величину потока нейтронов в 5×10^{15} . На урановом топливе мы такого потока никак не достигнем. Соответственно, вариантов не очень много.

Технически обосновать новое топливо реально. Мы этим занимаемся прямо сейчас.

Изготавливать топливо будет НИИАР? Включая оболочки твэлов?

Фабрикация топлива будет в ОАО «ГНЦ НИИАР», но комплектующие твэлов и ТВС будут изготавливаться на предприятиях ОАО «ТВЭЛ».

Оболочка штатная?

ЧС-68.

А диаметр? Не секрет, что если заказывать оболочки с нестандартным диаметром, твэлы могут и протечь.

Не совсем так. Нужно разделять вопросы совершенствования технологии изготовления оболочечных труб и вопросы работоспособности твэлов под облучением при нестандартных композициях топлива.

Естественно, вопрос обеспечения качества изготовления топлива очень важный, очень нужный, этому мы уделяем соответствующее внимание. И будет, естественно, соответствующая программа топливообеспечения МБИР, в которой все эти вопросы будут отражены. Будет соответствующий НИОКР как по технологии изготовления, так и по обоснованию работоспособности под облучением топлива. Это всё учитывается, это мы все понимаем.

Вибротопливо сейчас в каком состоянии? На БОР-60, например, сейчас какое топливо? Всё вибро или нет?

Да, всё топливо виброуплотнённое, производится на комплексе топливообеспечения ХТО ОАО «ГНЦ НИИАР».

Вообще не стоит делать из него пугало. Естественно, как все новое, вибротопливо проходило этап становления, на котором случались единичные отказы. Но обращаю внимание: концерн «Росэнергоатом» при всём его здоровом консерватизме и стремлении к максимальной безопасности принял это топливо к эксплуатации. Оно уже сейчас загружено в БН-800 и планируется его дальнейшие поставки.

Поэтому вибротопливу - быть.

Что в итоге виброуплотнённое топливо дало по сравнению с таблеткой?

Если отвечать с позиции не инженера, а администратора, то вибротопливо для МБИР - это возможность существенно сэкономить. Существующий комплекс в ХТО является готовой инфраструктурой топливообеспечения площадки, в модернизацию которой вложены миллиарды рублей за последние годы.

Не надо ничего никуда возить, все процессы можно обрабатывать на месте. Персонал, вовлечённый в процессы - тоже здесь, рядом, эксплуатация с производителем ходит через одну проходную каждый день. Для сложных видов топлива, каким всегда будет топливо МБИРа, это очень удобно. Это ведь сейчас 38% вибро-МОКС. Следом пойдут задачи исследований топлива с америцием. Следом пойдёт металлическое топливо, я уверен, что неизбежно мы будем заниматься смешанным металлическим топливом. Уверен, в рамках поисковых НИР будут и уж совсем экзотические топливные композиции.

И, естественно, подразделение, которое будет заниматься изготовлением, должно находиться рядом с эксплуатацией. Чтобы общаться, взаимодействовать, понимать пути совершенствования.

В этом преимущество института. Я уверен, что при всех сложностях, которые у нас сейчас есть применительно к исследовательской инфраструктуре, именно площадка ОАО «ГНЦ НИИАР» будет жить. Очень уж удачно все собрано в одном месте. И инфраструктура развитая, и специалистов достаточно, и научные традиции хорошие.

Позиционировалось, что вибротопливо удобно для замыкания цикла.

Думаю, что если на МБИРе не будет решена проблема замыкания, если не будет продемонстрировано настоящее замыкание, то тогда всё было зря.

На БОРе утверждают, что уже делают замыкание.

Если взять холодную кассету, которая 10 лет отстояла в бассейне выдержки, сделать из неё новое топливо и снова отправить в активную зону - это, конечно, большое достижение, но не полноценная демонстрация замыкания.

Замыкание - это когда облучили топливо, оно отстояло положенный срок, минимально остыло до возможности обращения, было пущено на рефабрикацию, и из него было сделано новое топливо, которое отправили вновь в активную зону. Именно в этот момент вы можете сказать, что цикл замкнулся.

На МБИР это планируется?

За проектный срок жизни установки, а это 50 лет, думаю, что мы обязаны постараться сделать хотя бы тройной проход делящегося материала из первоначальной загрузки.

Это на уровне лозунгов, целей, или есть работа в этом направлении? Где-то топливо нужно перерабатывать.

Перерабатывать тут же, рядом - в нескольких сотнях метров от МБИР строится новый полифункциональный радиохимический комплекс, который позволит все вопросы решать на месте. Цель вполне очевидная, её даже не надо декларировать.

Надеюсь, что к тридцатому году жизни установки уже будет некоторое количество материала, который пробыл два раза в активной зоне и заходит в неё в третий раз.

Мне как инженеру этот вопрос чрезвычайно интересен. Ведь МБИР - это

машина, на которой можно поверить руками мечту о замыкании ядерного топливного цикла, узнать, реальность это или технологическая утопия.

Можно сколько угодно моделировать технологические процессы расчетным путем, можно считать, как отравляется материал в зоне, как будет вести себя при повторной переработке, это всё прекрасно и хорошо.

Но обязательно должна быть исследовательская установка, на которой будет проверяться на практике эффективность и правильность решений, выбранных для большой ядерной энергетики.

Концептуальные требования к РУ МБИР



- **Надежность и безопасность эксплуатации**
- **Приоритет исследовательских задач, но использование электрической и тепловой энергии**
- **Размещение на площадке организации, обладающей непрерывным и многолетним опытом эксплуатации исследовательских реакторов**
- **Сооружение в сжатые сроки – ввод в эксплуатацию в 2020 году**
- **Обоснованные опытом эксплуатации основные технические решения**
- **Топливообеспечение – на площадке института, отработанные на других реакторах топливная матрица и конструкция твэла**
- **Поток нейтронов в активной зоне – не менее $5,0 \cdot 10^{15}$ н/(см²·с)**
- **Экспериментальные возможности соответствуют перспективным задачам разработки проектов инновационных реакторных установок**

Направления исследований ЦКП МБИР



- **Перспективные топливные и конструкционные материалы**
- **Проблемы ЗЯТЦ и утилизация младших актинидов**
- **Поведение топлива в нестационарных и аварийных режимах эксплуатации**
- **Ресурсные испытания новых конструкций элементов активной зоны, оборудования РУ, средств контроля и диагностики**
- **Технология новых и модифицированных теплоносителей**
- **Теплогидравлические и нейтронно-физические эксперименты для верификации расчетных кодов**
- **Прикладная деятельность – производство изотопной продукции различного назначения, наработка модифицированных материалов, использование пучков нейтронов для медицинских целей, производство тепловой и электрической энергии**
- **Фундаментальные научные исследования.**

КОМПОНОВОЧНЫЕ РЕШЕНИЯ КОНТУРОВ ТЕПЛОТВОДА МБИР С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Авторы: Н.В. Романова, Б.М. Юхнов, Т.С. Мамедов

ОАО "НИКИЭТ"

Разработка инновационных отечественных проектов реакторных технологий ставит задачей необходимость создания быстрого исследовательского реактора с новыми экспериментальными возможностями, который должен прийти на смену ныне действующему исследовательскому реактору БОР-60, после выработки им своего ресурса. Основные требования, предъявляемые к разрабатываемому реактору, заключаются в необходимости достижения высокой плотности потока нейтронов в реакторе, а также проведения исследований различных видов топлива, конструкционных и других нетопливных материалов для обоснования реакторных технологий с различными типами теплоносителей, включая газовый, жидкометаллические, жидкосолевые теплоносители, что накладывает необходимость размещения большого количества петлевых установок в активной зоне быстрого реактора.

Назначение и область применения РУ МБИР – исследовательская ядерная установка с многоцелевым реактором на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем тепловой мощностью 150 МВт, предназначенная для проведения широкого спектра исследований в обоснование инновационных проектов атомной энергетики. Реактор МБИР предназначен для решения задач по следующим приоритетным направлениям:

- радиационные испытания перспективных видов топлива, поглощающих и конструкционных материалов для ядерных реакторов различного типа, включая инновационные реакторные установки и термоядерные установки, в условиях интенсивного нейтронного излучения с плотностью потока $\sim 5 \times 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$;
- реакторные испытания твэлов, ТВС, пэлов, других элементов а.з. с перспективными видами теплоносителя;
- проведение комплексных расчетно-экспериментальных исследований с целью получения

необходимой информации для разработки и верификации расчетных кодов;

- исследования по проблемам замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ);
- освоение технологий производства радионуклидной продукции различного назначения, разработка модифицированных материалов;
- проведение прикладных исследований с использованием реакторных излучений;
- использование тепловой энергии реактора для теплофикации и электрогенерации.

К основным особенностям, учитываемым при проектировании циркуляционных трубопроводов I-контура и контура САОТ РУ МБИР, можно отнести следующие:

- наличие высокотемпературного жидкометаллического теплоносителя I-контура (547 °С) и контура САОТ (505 °С) РУ МБИР;
- петлевая компоновка I-контура реакторной установки с подключением САОТ к первому контуру РУ МБИР на байпасе ПТО;
- наличие страховочного кожуха на всём оборудовании и трубопроводах I-контура;
- наличие общей газовой (аргоновой) защитной полости I-контура для основного контурного оборудования (реактора, ГЦН-I);
- наличие уклонов главных циркуляционных трубопроводов;
- необходимость принятия мер по поддержанию контуров в горячем состоянии во всех режимах работы РУ;

Компоновочные решения по размещению трубопроводов I-контура РУ МБИР с натриевым теплоносителем

При проектировании трубопроводов I-контура были применены следующие конструкторские решения:

- следствием петлевой компоновки оборудования I-контура является разветвлённая сеть главных циркуляционных трубопроводов I-контура, температурные перемещения которых, решены за счёт размещения пространственных гибов;
- следствием заключения всего оборудования, а также трубопроводов I-контура в страховочные кожуха, яв-

ляются различные температурные удлинения трубопроводов I-контура и защитного кожуха, что решается расположением осевых компенсаторов;

- пространственная фиксация трубопроводов I-контура осуществляется пружинными подвесками;

Одной из отличительных особенностей проектирования МБИР является то, что в отличие от существующей мировой тенденции использования в конструкции бакового размещения оборудования, РУ МБИР построена по петлевой схеме, с размещением теплообменного и другого контурного оборудования I-контура в отдельных боксах. В силу того, что в отличие от РУ БН-600, БН-800 РУ МБИР построена не по интегральной, а по петлевой компоновке, весь I-контур является системой безопасности, т.к. участвует в аварийном расхолаживании.

Отличительной особенностью конструирования главных циркуляционных трубопроводов I-контура РУ МБИР является то, что защитные кожуха, в отличие от того, как это прописано в ПНАЭ Г-7-008-89, располагаются на участках трубопроводов не до первых задвижек, а на всём I-контуре. Объёмы страховочных полостей секционированы и выбраны таким образом, что в случае течи или разрыва главного циркуляционного трубопровода Ду300 полным сечением, разрыва циркуляции в петле не произошло.

Компоновочные решения по размещению трубопроводов контура САОТ РУ МБИР с натриевым теплоносителем

Для безаварийного отвода остаточных энерговыделений от активной зоны при любых режимах работы реактора принято решение о подключении САОТ к I-контур на байпасе ПТО. При размещении оборудования и трубопроводов контура САОТ РУ МБИР были предложены следующие технические решения:

- размещение расширительного бака Na вспомогательного контура на “холодной” стороне контура САОТ (309 °С) для уменьшения температурного воздействия со стороны горячего Na при температуре 505 °С;
- для постоянного поддержания Na расширительного бака при температуре, соответствующей жидкому состоянию без осуществления дополнительного обогрева, реализовано непрерывное проточное движение “холодного”, с температурой 309 °С, Na вспомогательного контура через расширительный бак.

Все эти работы позволяют создать новый исследовательский реактор, предназначенный для проведения широкого спектра исследований в обоснование инновационных проектов атомной энергетики и ввести его в эксплуатацию к 2020 году.

Технические характеристики реактора МБИР

Наименование	Значение
Тепловая мощность реактора, МВт	150
Компоновка	Петлевая
Количество петель охлаждения в РУ	2
Количество контуров охлаждения в РУ	3
Теплоноситель I и II контура	Натрий
Теплоноситель III контура	Вода/пар
Конечный поглотитель тепла в контуре САОТ	Воздух
Принцип теплоотвода от активной зоны	Принудительная циркуляция при работе реактора на мощности. Обеспечение расхолаживания за счет естественной циркуляции на остановленном реакторе
Суммарный расход теплоносителя через реактор, кг/с	612,5
Температура теплоносителя: на входе в реактор, °С	354
на выходе из реактора, °С	547
Давление в I контуре, МПа, не более	0,6
Максимальная плотность потока нейтронов, см ⁻² ·с ⁻¹	~5×10 ¹⁵
Размер ТВС «под ключ», мм	72
Число рабочих органов СУЗ	8
Внутриреакторное хранилище (ВРХ) ОТВС	35-50 ячеек
Проектный срок службы, лет	50
Коэффициент использования реактора	0,65

Замыкание ядерного топливного цикла в преодолении мирового дефицита энергоресурсов.



Фото: ТВС ТВЭЛ

замыканиеЯТЦ

Инновационные ядерно-энергетические системы

Авторы: Г.И. Полтараков*, Р.Е. Водянкин, А.В. Кузьмин

*Институт ядерной энергетики (филиал) Санкт-Петербургского государственного политехнического университета, г. Сосновый Бор;
Томский политехнический университет.

В настоящее время мировое сообщество реализует следующие стратегические направления: во-первых, создание термоядерной энергетики и, во-вторых, замыкание ядерного топливного цикла (ЯТЦ) и освоение критических и сверхкритических параметров в современной атомной энергетике, реализация которых позволит практически разрешить проблему «топливного голода».

Осуществление управляемого термоядерного

синтеза является сложной, дорогостоящей и проблемной задачей. Поэтому это направление реализуется в рамках международного сотрудничества созданием Международного термоядерного экспериментального реактора мощностью 500 МВт, который планируется построить в 2016 г., а первую промышленную термоядерную станцию в 2045–2050 гг.

Главные проблемы атомной энергетики – воспроизводство делящегося топлива, безопасность и связанная с ней стоимость АЭС, радиоактивные отходы (РАО), устойчивость к распространению ядерного оружия – за полвека не нашли вполне удовлетворительных решений.

Согласно Энергетической стратегии России на период до 2020 г., развитие атомной энергетики предусматривает введение в эксплуатацию

реактора на быстрых нейтронах БН-800. С пуском этого реактора связаны надежды на замыкание ЯТЦ на основе сжигания оружейного плутония в смешанном с ураном МОХ-топливе.

Должна быть построена серия быстрых реакторов, которая за счет модернизации активных зон позволит к 2030 г. выбрать самый перспективный вариант реактора с коэффициентом воспроизводства нового топлива достаточным для развивающейся атомной энергетики.

Таким образом, можно сказать, что проблема утилизации оружейного плутония инициировала работы по замыканию ЯТЦ на основе быстрого реактора, имеющего к этому наивысшую технологическую готовность.

В последние годы появился ряд отечественных альтернативных инновационных проектов, также решающих проблемы замыкания ЯТЦ. Рассмотрим некоторые из них.

Концепция шаро-насыпной активной зоны

Предлагаемая концепция, по мнению

авторов направлена на преодоление наиболее слабых мест в замыкании ЯТЦ реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (БН)

с традиционной кассетно-стержневой зоной, к которым относят, прежде всего:

- жесткие требования к дистанционированию твэлов в тепловыделяющей кассете, что не позволяет наладить их автоматизированную сборку, тем самым заметно удорожая стоимость топлива;
- необходимость длительной выдержки отработавших кассет для спада остаточного тепловыделения перед транспортировкой на завод по переработке высокоактивного ядерного топлива.

Приняв в качестве основы активной зоны шаровую твэл, ставится задача обоснования возможности регенерации на месте не только ядерного топлива, но и материала оболочки твэла.

Конструкция реактора по сравнению с реактором БН-600 меняется заметно в его центральной части (рис. 1). Отсутствуют поворотные пробки, механизмы наведения, элеваторы, зоны воспроизводства. Возможно осуществление бридинга, для чего контейнеры нейтронной защиты промежуточных теплообменников заполняются шарами с обедненным ураном.

В технологии перегрузки топлива на ходу, расчета теплофизических и гидродинамических характеристик зоны использован опыт проектирования реакторов с шаровыми твэлами.

Характеристики топлива, состоящего из смеси монокристаллов обедненного урана и плутония: пористость и соотношение диаметра топлива к толщине металлической оболочки, выбираются таким образом, чтобы доля топлива в актив-

ной зоне была не ниже, чем в БН-600. Оценки показывают, что при этих условиях, чтобы обеспечить коэффициент воспроизводства ≈ 1 , объем активной зоны составит ≈ 7 м³ при диаметре твэла $\approx 10...20$ мм.

Предполагается, что твэлы в остановленном реакторе размещаются в напорной камере на нижней решетке с установленными на ней поглощающими элементами. Циркуляция натрия осуществляется также как и в БН-600. При создании гидродинамического напора натрия твэлы всплывают под верхнюю решетку, формируя активную зону.

Выбор твэла в форме шара позволяет решить проблему формоизменения при больших флюенсах, которая характерна для стержневых твэл, снизить расход металла на единицу массы топлива, заметно уменьшить время выдержки для снятия остаточного тепловыделения.

Небольшой объем твэла облегчает проведение его испытаний в условиях близких к реальным с целью создания простой и надежной технологии его изготовления и рефабрикации.

Переработку отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и рефабрикацию твэл предполагается проводить в режиме on-line на автоматизированных установках непосредственно на площадке станции.

При этом появляется возможность замыкания цикла конструкционных материалов и уменьшения потребности в них, а также осуществление топливного цикла без сепарации актинидов (в том числе без отделения плутония от урана) и без глубокой очистки ОЯТ от продуктов деления.

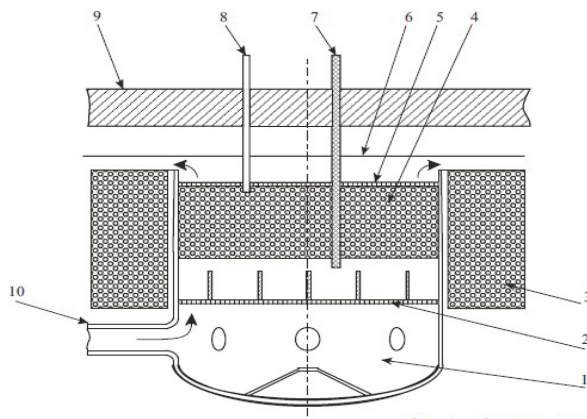


Рис. 1. Основные элементы центральной части реактора: 1) напорная камера; 2) нижняя опорная решетка с поглощающими элементами; 3) радиационная защита промежуточных теплообменников; 4) шаровая засыпка; 5) верхняя ограничительная решетка; 6) уровень натрия; 7) система управления реактивностью; 8) система перегрузки; 9) биологическая защита; 10) напорный трубопровод первого контура

Конструкция реактора позволяет поддерживать запас реактивности меньше доли запаздывающих нейтронов, имеет отрицательный пустотный эффект реактивности и гравитационный фактор срабатывания аварийной защиты, что должно обеспечивать безопасность реактора.

Основными проблемами в обосновании концепции являются: сложность организации гидравлического и физического профилирования, поиск и извлечение негерметичного твэл, возможное образование уплотнений и устойчивых структур при движении шаров в активной зоне.

Концепция реактораконвертера с жидкометаллическим топливом и теплоносителем

Принципиально другая концепция инновационной ядерно-энергетической системы с замкнутым топливным циклом и полным выгоранием ядерного топлива представлена сотрудниками Ленинградской АЭС и Российским научным центром «Курчатовский институт». Ядерно-энергетическая система содержит каналный реактор-конвертер, работающий на жидкометаллическом уран-плутониевом топливе, и технологию «сухой» переработки облученного оксидного уран-плутониевого топлива в металлическое. Реактор-конвертер является реактором на тепловых нейтронах с жидкометаллическим топливом, жидкометаллическим теплоносителем (изотоп ${}^7\text{Li}$ или кремнеорганическая жидкость), конструкционными материалами и замедлителем из композитного материала на основе нитрида бора ${}^{11}\text{B}_2\text{N}_3$.

Активная зона реактора выполняется по каналному типу. Замедлитель, отражатель, технологические и измерительные каналы, каналы системы управления и защиты, оболочки тепловыделяющих элементов выполняется из термически и радиационно-стойкого композитного материала на основе ${}^{11}\text{B}_2\text{N}_3$ с температурой плавления более 2400°C , значительно превышающей температуру плавления урана (1132°C). Схематически конструкция реактора представлена на рис. 2.

Корпус низкого давления реактора заполнен жидкометаллическим теплоносителем, в который погружена активная зона. Она образована замедлителем, с размещенными в нем технологическими каналами и каналами системы управления и защиты, и отражателем, установленными на опорную конструкцию. В каналы системы управления и защиты установлены

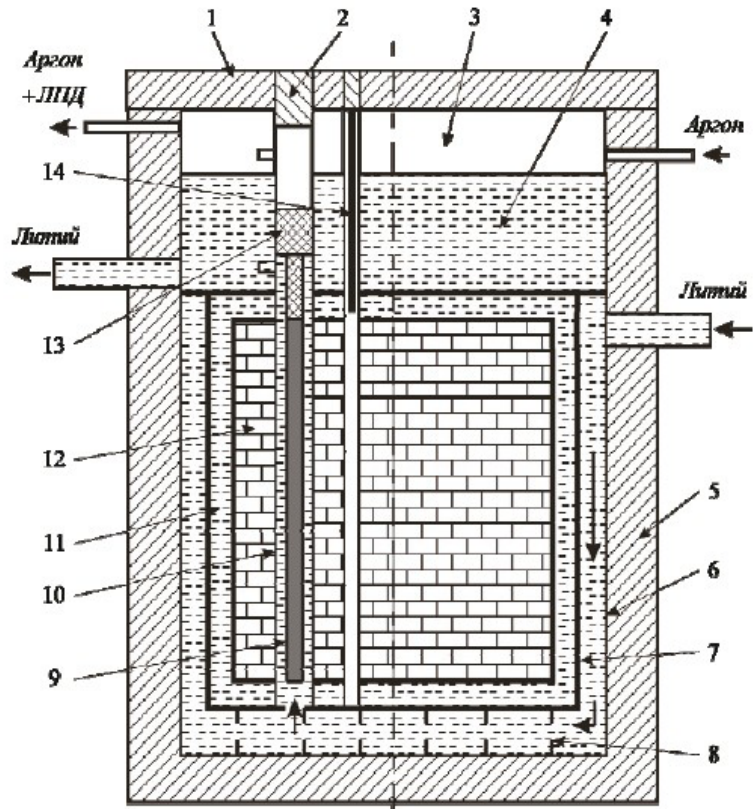


Рис. 2. Принципиальная схема реактора-конвертера: 1) биологическая защита; 2) пробка технологического канала; 3) газовая подушка; 4) теплоноситель (литий); 5) шахта реактора; 6) корпус реактора; 7) активная зона; 8) опорная конструкция активной зоны; 9) тепловыделяющая сборка; 10) технологический канал; 11) отражатель; 12) замедлитель; 13) накопитель продуктов деления; 14) канал системы управления и защиты

стержни-поглотители. В технологических каналах размещаются тепловыделяющие сборки твэлов. Твэл представляет собой тигель с глухим нижним дном и открытым верхним концом. Внутренний объем твэла заполнен металлическим уран-плутониевым топливом, находящимся при работе реактора в расплавленном состоянии при температуре $700\text{--}1150^\circ\text{C}$. Верхние концы твэлов объединяются в накопителе продуктов деления. Для предотвращения возгорания лития при возможном контакте с атмосферой, поверхность над уровнем теплоносителя в реакторе и шахта реактора заполнены инертным газом, например, аргон, который тяжелее воздуха и является наиболее подходящим газом для защиты лития от воздушной атмосферы.

Тигель твэл находится в контакте одновременно с расплавом топлива с внутренней стороны и расплавленным теплоносителем с наружной. Наружная поверхность оболочки твэл охлаждается жидким ${}^7\text{Li}$ с температурой $600\text{--}700^\circ\text{C}$, теплоемкость которого в 22 раза превы-

шает теплоемкость расплава (U-Pu). Вследствие этого на внутренней поверхности оболочки твэла из композита ${}^{11}\text{B}_2\text{N}_3$ в жидком U-Pu расплаве образуется гарнисажная пленка, препятствующая химическому взаимодействию топлива с оболочкой. В процессе работы реактора из расплавленного топлива непрерывно спонтанно выделяются газообразные и испаряющиеся продукты деления, удаляемые затем системой газоочистки.

Остальные легкие продукты деления (ЛПД) выносятся естественными конвективными потоками за счет разницы атомных весов в верхнюю часть твэла в район верхнего отражателя и удерживаются там в течение всего времени эксплуатации реактора, обеспечивая тем самым однородный и неизменный состав топлива в пределах активной зоны. Топливом в данном реакторе служит смесь сырьевых и делящихся изотопов урана и плутония с содержанием

делящихся изотопов, близким к их содержанию в ОЯТ легководных реакторов. Топливная смесь готовится из отработанного, природного и отработавшего оксидного топлива стационарных энергетических и судовых реакторов, восстановленного до металлической формы, без расширенного воспроизводства и отходов ядерного топлива. В качестве добавки к обедненному топливу может быть использован оружейный плутоний в необходимой пропорции.

Атомное отношение замедлитель/топливо в активной зоне реактора выбирается из условий обеспечения среднего коэффициента воспроизводства ≈ 1 .

Реактор-конвертер воспроизводит в среднем столько делящихся материалов, сколько их сжигает (с учетом необходимости компенсации образования неделящихся изотопов урана, плутония и актиноидов, остающихся в расплаве). Конвертирование создает условия для длительного, квазипожиженного топливного цикла на первоначальной загрузке. Реактор, работающий в таком топливном цикле, позволяет использовать практически всё топливо на основе урана, что увеличивает располагаемые ресурсы ядерного топлива более чем в 100 раз (с 0,5...0,7 до 100 %).

Полное сжигание ядерного топлива снимает проблему временного хранения и переработки ОЯТ. Отпадает необходимость в рециклировании топлива. Использование в реакторе расплавленного уран-плутониевого топлива позволяет за счет ликвации (расслоение расплава по атомным весам и температурам плавления составляющих его элементов) выводить из горючего за пределы активной зоны в верхнюю часть твэла продукты деления со средней скоростью $\sim 1...20$ см/с.

Перемещенные за пределы активной зоны радиоактивные продукты деления претерпевают естественный распад в течение всего оставшегося срока эксплуатации твэла, предотвращается образование вторичных радиоактивных продуктов, уровень активности газообразных продуктов деления в реакторе снижается в ~ 105 раз. Отсутствие эффектов отравления и зашлаковывания, стабильность структуры топлива обеспечивают необходимую маневренность, а низкий уровень остаточных тепловыделений упрощает расхолаживание реактора при потере циркуляции теплоносителя. Предварительные физические расче-

ты реактора/конвертера по программе WIMS D4 подтвердили реальность осуществления равновесного квазипожиженного топливного цикла с самообеспечением и средним коэффициентом воспроизводства, равным единице при практически стабильном эффективном коэффициенте размножения. Позже такая возможность была подтверждена расчетами, выполненными Курчатовским институтом.

Представленные выше преимущества жидкометаллического ядерного топлива известны давно, но они оказались нереализованными из-за отсутствия конструкционных материалов, способных сохранять длительную работоспособность в условиях контакта с расплавом металлического урана. Изучение свойств неметаллических материалов показало перспективность применения в реакторе композитного материала на основе $11\text{B}15\text{N}$ в контакте с жидкометаллическим топливом и теплоносителем. Нитрид бора обладает высокой химической, термической, механической и циклической устойчивостью при высокой температуре; стойкостью к воздействию расплавов металлов и сплавов; высокой теплопроводностью, изотропностью; низким коэффициентом линейного расширения; высокой радиационной стойкостью; низкой активацией; низким сечением поглощения; хорошей замедляющей способностью нейтронов. Ядерно-физические свойства $11\text{B}15\text{N}$ как замедлителя не уступают графиту, а теплотехнические, химические, радиационные свойства превосходят его. Одним из основных свойств материала оболочки твэла является отсутствие взаимодействия с расплавом топлива, с одной стороны и его нерастворимость в жидком теплоносителе – литии, с другой. При плавлении в твэле металлического уран/плутониевого топлива между топливом и теплоносителем возникает градиент температур $150...300$ °С, за счет которого на внутренней поверхности оболочки твэла образуется гарнисажная пленка твердого металлического топлива. Гарнисажный слой способствует повышению стойкости оболочки твэла. Для подтверждения свойств композита на основе нитрида бора были получены образцы, которые прошли успешные испытания на отсутствие взаимодействия с расплавом топлива и лития.

Использование жидкометаллического теплоносителя – лития обеспечивает естественную внутреннюю безопасность реактора благодаря отсутствию высокого давления в активной зоне. Благодаря сочетанию различных теплофизических

свойств жидкий литий считается одним из наиболее эффективных теплоносителей для ядерных энергетических установок. Основными достоинствами лития как теплоносителя являются: высокая весовая и объемная теплоемкости; широкий интервал рабочих температур; высокая температура кипения, значительно превышающая температуру плавления урана; исключительно высокая теплота парообразования и низкое давление паров при высоких температурах, повышающие инерционность активной зоны.

Второй важной составляющей инновационной ядерно-энергетической системы является технология сухой металлургической переработки оксидного ОЯТ в металлическое уран-плутониевое. Предлагаемая технология предусматривает высокотемпературную рафинировочную переплавку ОЯТ, позволяющую восстановить оксиды до металла с неглубокой очисткой топлива от образовавшихся за время облучения продуктов деления. Технология сухой металлургической переработки оксидного ОЯТ включает:

- нагрев смеси до температуры $1300...1500$ °С для инициирования реакции восстановления;
- восстановление ОЯТ до металла с удалением из него газообразных продуктов деления;
- слив расплава в тигель/отстойник с нагревателем, где происходит ликвация расплава на легкие и тяжелые элементы;
- после изотермической выдержки и охлаждения слиток режется на части: в верхней относительно небольшой содержатся легкие элементы – продукты деления, в нижней – тяжелые элементы (U, Pu, трансурановые). При температуре около 1400 °С благодаря ликвации удается выделить из облученного материала инертные газы, другие газообразные и испаряющиеся продукты деления, щелочноземельные и редкоземельные металлы частично возгоняются из расплава, а частично переходят в окисные шлаки. Уран, плутоний и трансурановые элементы остаются в расплаве. Плутоний в расплаве топлива в концентрациях вплоть до 20 % в процессе пирометаллургической переработки ведет себя аналогично урану. Из этого следует, что в процессе пирометаллургической переработки топлива, содержащего плутоний, он будет эффективно удерживаться



Телепрограмма «Горизонты атома» о проблеме замкнутого ядерного топливного цикла.

Для просмотра видео перейдите по ссылке: <https://youtu.be/RJ8vn0HmYB0>

в перерабатываемом горючем без расщепления.

Таким образом, уменьшается объем высокоактивных отходов вследствие их концентрирования и отделения от них топлива, а полученное металлическое уран-плутониевое топливо может быть полностью использовано в реакторе!конвертере без дополнительной переработки.

Экономичность и конкурентоспособность проекта обеспечивается дешевой используемого топлива, простотой и многообразием ресурсов урана, высокими маневренностью и коэффициентом использования установленной мощности, созданием унифицированного ряда мощностей от 50 до 1500 МВт и более. Получение нового конструкционного материала и освоение технологии переработки ОЯТ дадут экономический эффект до создания реакторной установки. К настоящему времени защищены патентами конструкционный материал на основе $^{11}\text{B}^{15}\text{N}$, технология его получения, технология переработки ОЯТ.

Реакторная установка, получившая название РЕКОРТ, в случае успешной реализации способна решить важнейшие проблемы, сдерживающие крупномасштабное развитие атомной энергетики: проблема обеспечения необходимым

количеством энергоресурсов решается за счёт вовлечения в ЯТЦ ^{238}U , переработанного топлива энергетических и судовых реакторов;

- полное сжигание ядерного топлива и технология сухой металлургической переработки ОЯТ снимают проблему его хранения, переработки и захоронения РАО;
- низкое стартовое обогащение, однородный состав топлива, отсутствие перегрузок, замкнутый топливный цикл без внешних производств и изотопного разделения горючего исключают всякую возможность распространения ядерных материалов;
- отсутствие высокого давления теплоносителя низкая избыточная реактивность, непрерывная эвакуация продуктов деления и высокая тепловая инерционность активной зоны обеспечивают естественную безопасность реакторной установки и тем самым существенно снижают капитальные затраты на её строительство;
- энергоблок может работать в маневренных режимах, так как в расплавленном топливе не возникают термические напряжения.

Основными неопределенностями являются количество продуктов деления, остающихся в жидком топливе, и промышленное освоение новых материалов.

Выводы

Предложены инновационные концепции ядерно-энергетических систем на основе реактора с шаро-насыпной активной зоной, являющегося модернизацией традиционного реактора на быстрых нейтронах, а также оригинального теплового реактора с жидкометаллическими топливом и теплоносителем. Концепции открывают новые возможности замыкания ядерного топливного цикла, повышения безопасности, а также снижения удельных капитальных затрат и стоимости обслуживания ядерного топливного комплекса.

ИТЭР: МЕЖДУНАРОДНЫЙ ТЕРМОЯДЕРНЫЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ РЕАКТОР



ПРОЕКТ ИТЭР

тема номера

ИТЭР - проект международного экспериментального термоядерного реактора. Задача ИТЭР заключается в демонстрации возможности использования термоядерного реактора, управляемого термоядерного синтеза (УТС). Первоначально название «ITER» было образовано как сокращение англ. International Thermonuclear Experimental Reactor, но в настоящее время оно официально не считается аббревиатурой, а связывается с латинским словом iter — путь. Наибольшую роль в реализации российской доли обязанностей по проекту ИТЭР играют: Курчатовский институт, госкорпорация Росатом, НИИ ЭФА им. Д. В. Ефремова, НИКИЭТ, Институт прикладной физики РАН, ТРИНИТИ, ФТИ им. А. Ф. Иоффе, ВНИИНМ, ВНИИКП, управляющая компания «Наука и инновации», ИЯФ СО РАН.

ИСТОРИЯ ПРОЕКТА

21 ноября 2006 г. в Париже состоялась 4-я встреча на уровне министров семи стран-участниц переговоров по проекту. Во встрече приняли участие делегации Европейского Союза, Индии, Китая, Южной Кореи, Российской Федерации, США и Японии. Заседание прошло в Елисейском дворце под председательством Президента Франции Ж. Ширака. В ходе встречи были подписаны следующие документы, тексты которых были парафированы 24 мая 2006 г.:

- «Соглашение о создании Международной организации ИТЭР по термоядерной энергии для совместной реализации проекта ИТЭР»;
- «Соглашение о привилегиях и иммунитетах Международной организации ИТЭР по термоядерной энергии для совместной реализации проекта ИТЭР»;
- «Договоренность о временном применении Соглашения о создании Международной организации ИТЭР по термоядерной энергии для совместной реализации проекта ИТЭР».

От имени России соглашение подписал заместитель руководителя Федерального агентства по атомной энергии (Росатом) Владимир Травин. Тексты подписанных документов были переданы депозитарию, которым согласилось стать МАГАТЭ. В соответствии с ранее достигнутыми договоренно-

стями все документы были подписаны в 1-м экземпляре на английском языке. Заверенные копии подписанных документов будут направлены депозитарием всем сторонам-участницам. Подписанные соглашения подлежат ратификации. В своих заключительных замечаниях все делегации отметили, что реализация проекта ИТЭР является важнейшим этапом на пути создания энергетики будущего, и сообщили о готовности своих стран к участию в этой работе. По итогам встречи состоялась пресс-конференция.

Вечером того же дня состоялось 1-е заседание временного (т.е. на период до завершения ратификации подписанных соглашений всеми сторонами) Совета ИТЭР на уровне министров. Заседание Совета прошло под председательством члена Европейской комиссии Я. Поточника, отвечающего за научные исследования в Евросоюзе. Совет ИТЭР принял следующие решения:

- утвердил на временной основе «Правила процедуры Совета ИТЭР»;
- поручил исполняющему обязанности генерального директора Международной организации ИТЭР К. Икете выполнять на временной основе те функции, которые предусмотрены Соглашением для генерального директора, а также предпринять все необходимые меры для начала работы временной Организации ИТЭР по достижению целей проекта в соответствии с условиями Соглашения по ИТЭР, договоренности о временном

применении и на основе декларации о совместной реализации проекта, подписанной 24 мая 2006 г. в Брюсселе;

- по предложению исполняющего обязанности генерального директора утвердил на временной основе Положение о персонале и Положение об управлении ресурсами;

- принял к сведению, что принимающая сторона (Евратом) поручила Комиссариату по атомной энергии Франции обеспечение площадки для сооружения ИТЭР;

- учредил два вспомогательных органа на временной основе — Консультативный комитет по управлению и Научно-технический консультативный комитет;

- утвердил предложенные генеральным директором предварительный план проекта, смету затрат и бюджет на 2007 г.;

- дал право исполняющему обязанности генерального директора расходовать средства Совместного фонда на цели временной Организации ИТЭР.

После вступления в силу Соглашение по ИТЭР будет действовать 35 лет с возможностью продления еще на 10 лет.



Термоядерная энергетика – крупнейший международный инновационный проект

В.П. Смирнов,
академик РАН, директор Института ядерного синтеза Российского научного центра «Курчатовский институт», ЗАО «Наука и инновации»

Существует много прогнозов динамики потребления энергоресурсов и сокращения запасов невозобновляемого топлива. Несмотря на некоторые отличия в сроках, общие выводы совпадают: кризис легко добываемых энергоресурсов быстро приближается, и это ставит человечество перед необходимостью искать выход. Острота возникающих проблем резко увеличивается из-за существенного роста потребления топлива в демографических гигантах — Китае и Индии, а также в развивающихся странах с меньшим селением. Ожидаемый рост их потребностей велик, что определяется низким уровнем энергообеспеченности, громадным населением и высокими темпами развития.

Частичная и временная компенсация прогрессирующего напряжения на рынке энергоресурсов может быть получена за счет использования значительных запасов угля и тяжелых нефтей, открытия новых месторождений. Однако для их освоения потребуются новые экологически приемлемые технологии и новое оборудование, что будет связано также со значительным удорожанием потребляемой энергии. Поэтому в долгосрочной перспективе не существует другого решения, кроме перехода на новые источники энергии. К ним условно можно отнести атомную энергетику, доля которой в мировом производстве электроэнергии составляет около 16%. Условность отнесения связана с ограниченностью доступных запасов урана 235 — топлива для реакторов на тепловых нейтронах. Поэтому ренессанс атомной энергетики в полном объеме может состояться только при переходе к бридерам — реакторам на быстрых нейтронах, способным сжигать уран 238 и торий, запасов которых хватит на тысячелетия. В настоящее время в мире существует только один работающий российский реактор на быстрых нейтронах БН-600, на котором пока еще не реализован замкнутый топливный цикл. Потребуется значительное время для перехода на этот тип реакторов. Осторожные, может быть и чрезмерно, предсказания относят срок

начала массового строительства реакторов-бридеров за 2030 год.

Солнечная, ветровая и приливная энергетика и использование возобновляемых биоресурсов могут стать важными составляющими будущей энергосистемы мира. Но они способны удовлетворить только локальные потребности. Уместно также отметить, что стоимость производимой энергии, по крайней мере, ветровой, намного превосходит стоимость энергии тепловых и атомных станций. Таким образом, для массового потребителя — мегаполисы, густонаселенные и промышленные районы — единственным источником энергоснабжения останутся крупномасштабные энергетические блоки, требующие к которым по обеспеченности ресурсами, безопасности и экологической совместимости постоянно растут.

В этом отношении термоядерная энергетика представляет уникальные возможности. Она обладает практически неограниченными ресурсами топлива, высоким уровнем безопасности и в наименьшей степени по сравнению с другими источниками воздействует на окружающую среду. Привлекательность термоядерной энергетики остается мощным стимулом продолжения работ по ее овладению, несмотря на то, что более чем полувековые усилия пока не привели к созданию энергетического термоядерного реактора. История развития науки и техники, пожалуй, не знает примеров, когда время до первого практического использования высказанной идеи исчисляется несколькими десятками лет. Поэтому обществу должны быть предъявлены веские основания для продолжения работ в этом направлении. Если говорить об осуществимости термоядерного синтеза, то взрыв термоядерной бомбы доказал реальность синтеза в Земных условиях. Вторым обстоятельством является демонстрация примерного равенства мощности термоядерной реакции в токамаке

и мощности, затрачиваемой на поддержание плазмы. Постоянный, хотя и небыстрый прогресс в результатах и нарастающая проблема ресурсообеспеченности также поддерживают внимание к управляемому термоядерному синтезу.

Инженерно-физическая база токамака и проект ИТЭР

Принцип действия современного токамака-реактора не претерпел существенных изменений со времени начала работ. Его устройство иллюстрирует разрез ИТЭР (рис. 1) первого сооружаемого экспериментального термоядерного реактора.

К удивительным свойствам токамака можно отнести возникновение так называемого будстреп тока из-за градиента давления плазмы в тороидальной камере. Эксперимент продемонстрировал режимы, в которых полный ток в плазме был обязан только току увлечения и будстреп току. Таким образом, токамак в принципе может обойтись без поддержания тока индукционным электрическим полем, что превращает его в стационарную ловушку.

Равновесие плазменного шнура в камере токамака обеспечивается взаимодействием тока плазмы и полоидального магнитного поля. Винтовой характер магнитных силовых линий возникающий из-за протекания тока по плазме, позволяет компенсировать противоположный тороидальный дрейф электронов и ионов, ведущий к разделению зарядов и появлению аксиального электрического поля. Без вращательного преобразования силовых линий плазменный шнур будет выброшен на стенку камеры в радиальном направлении. Таким образом, ток по плазме принципиально необходим для равновесия плазмы в токамаке. В то же время он является причиной наиболее опасных магнито-гидродинамических неустойчивостей плазменного шнура.

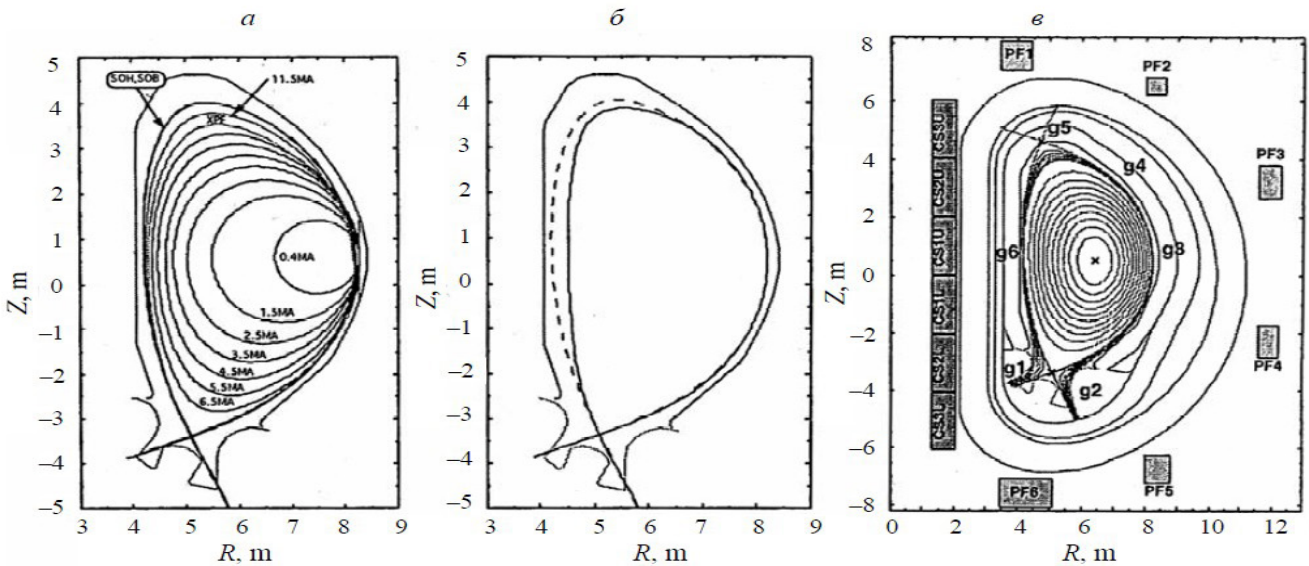


Рис. 2 Профиль сечения плазменного столба токамака в различных режимах:

а — старт; б — х-точка; в — выход на расчетные параметры

Параметры установки Токамак с магнитным удержанием плазмы

Параметры	Современный уровень	Требования к ИТЭР
Температура, кэВ	50	15
Концентрация, 10^{20} м^{-3}	15	1
Время жизни, с	1	3
Малый радиус, м	1,1	2
Большой радиус, м	3	6
Длительность разряда, с	360	400
Мощность нагрева, МВт	50	100
Мощность синтеза, МВт	16	500
Длительность горения, с	10	400

Методы нагрева и генерации тока в плазме стационарного токамака

Вид нагрева и генерации тока	Нагрев плазмы
Омический нагрев	$T_e \sim 1 \text{ кэВ}$
Электронноциклотронный резонанс ($\omega_e, 2\omega_e$)	T_e, T_i
Ионноциклотронный резонанс ($\omega_{ci} = eH/Mc$)	T_i, T_e
Нижнегибридный резонанс ($\omega_d < \omega_c < \omega_{ce}$)	T_e
Инжекция нейтральных пучков $E < 1 \text{ МэВ}$	T_e, T_i
Будстреп ток (неоклассика) $j_{BS} \approx \nabla P$ $j_{BS} \approx (0.8+0.9) j_T$	

Для полоидальных катушек достаточно характеристик ниобий-титанового сверхпроводника. Криостат заполняется жидким гелием и одновременно является вторым барьером безопасности реактора.

Плазма токамака подвержена многочисленным неустойчивостям магнитно-гидродинамической и кинетической природы, которые ограничивают максимально достижимые температуры и плотность плазмы. Неустойчивость срыва приводит к выбросу плазмы на стенку и прекращению разряда. Она сопровождается повреждением стенки и большими динамическими нагрузками конструкции из-за изменения магнитного потока. Чтобы защитить стенку от потока энергичных частиц, перед срывом в плазму для ее охлаждения инжектируют сильно

излучающее вещество. При развитии тиринг-неустойчивости образуются замкнутые магнитные поверхности, не охватывающие ось плазменного столба, что увеличивает перенос частиц и энергии на стенку. Для стабилизации применяют методы локальной генерации тока в плазме на электронноциклотронном резонансе. Резистивные МГД моды стабилизируют дополнительными магнитными полями катушек на периферии камеры, включенных в цепь обратных связей. В середине 80-х годов обнаружили режим с повышенным удержанием плазмы в результате возникновения теплового барьера на границе плазмы — так называемую H-моду. На границе в H-режиме возникают неустойчивости — ELMы, приводящие к импульсному периодическому сбросу частиц и энергии

на стенку и в дивертор. Если частота выбросов мала, их поверхности испытывают значительную перегрузку и разрушение. Недавно были найдены способы увеличения частоты выбросов и уменьшения тем самым импульсных нагрузок на дивертор и стенку. Также к последним достижениям физики относится обнаружение уже после завершения проекта ИТЭР внутренних транспортных барьеров в плазменном столбе и новых режимов, улучшающих удержание плазмы в токамаке. Можно ожидать, что продолжение исследований физики плазмы токамака приведет к дальнейшему повышению качеств реактора. Именно поэтому в странах — участниках проекта ИТЭР существуют обширные программы экспериментальных

и расчетнотеоретических исследований на существующей или вновь создаваемой экспериментальной и вычислительной базе.

Проект Международного термоядерного экспериментального реактора ИТЭР

В 1986 г. М.С. Горбачев по предложению Е.П. Велихова выступил с инициативой сооружения первого термоядерного реактора на международной основе.

Проект, начатый в 1989 г. силами Европы, России, США и Японии, был завершен в 1998 г. Он был рассчитан на достижение термоядерного горения с большим коэффициентом усиления Q (отношение мощности реакции синтеза к затрачиваемой мощности на поддержание плазмы). Однако США потребовали вдвое сократить стоимость проекта (до 5 млрд долларов). В 1998—2001 гг. проект был переработан с расчетом на более умеренные величины Q . В процессе перепроектирования США вышли из проекта, а по его завершению опять вернулись. В дальнейшем к проекту присоединились Южная Корея, Китай и Индия.

ИТЭР является прообразом промышленного реактора, в конструкции которого присутствуют все основные элементы будущего реактора, но в избыточном наборе, для обеспечения широты и гибкости фактически заключительного эксперимента по физике термоядерной плазмы (см. рис. 2). Основными целями проекта являются:

— демонстрация выделения термоядерной мощностью 500 МВт с коэффициентом усиления 10 в импульсе длительностью 400 с при индукционном поддержании тока;

— в стационарном режиме с безиндуктивным поддержанием тока (длительность 3000 с) попытаться достичь коэффициента усиления 5;

— продемонстрировать работоспособность основных термоядерных технологий;

— на условиях добровольного вклада участников испытать тритий воспроизводящие модули.

В исследованиях термоядерной плазмы ИТЭР главными задачами будут физика нагрева плазмы ядрами гелия, кинетические неустойчивости и удаление золы; управление профилями магнитного поля, давления и плотности методами дополнительной генерации тока и нагрева; управление потоками плазмы на стенку и в дивертор; контроль неустойчивостей в токамаке. Полная проектная мощность дополнительного нагрева плазмы составляет 72 МВт: 32

МВт на нейтральную инжекцию, 20 МВт на гиротроны 170 ГГц, 20 МВт на нагрев $35 \div 70$ МГц. Как было отмечено выше, существует возможность добавить 20 МВт нагрева на нижнегибридном резонансе.

Благодаря ИТЭР дальнейшее развитие получили ряд физических и технических устройств и приборов. В первую очередь надо отметить громадный прогресс в производстве новых гиротронов, впервые созданных в ИПФ РАН, в системах электропитания и защиты сверхпроводящих соленоидов. Сверхпроводящая магнитная система ИТЭР будет уникальной по энергозапасу магнитного поля и объему. Ее проектирование стимулировало последующие успехи в производстве сверхпроводников. В России для этого воссоздана промышленность, утраченная после 1991 г.

Особенностью разработок была необходимость учета влияния нейтронных потоков на системы реактора. В конструировании впервые в значительном объеме использованы коды и технологии атомной энергетики.

Сверхпроводники защищены бланкетом, диагностика строится с учетом нейтронной нагрузки на зеркала и детекторы. Выбранные решения проверялись под нейтронными потоками на реакторах деления. Ради снижения стоимости и сроков в проект не вошли системы воспроизводства трития из лития. Участникам проекта было предложено разработать собственные конструкции модулей, воспроизводящих тритий (ТВМ). Для их размещения предусмотрены специальные порты. Будет отрабатываться несколько типов модулей, отличающихся материалами конструкции и способами охлаждения.

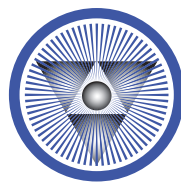
ИТЭР будет иметь систему управления режимами с использованием создаваемых симуляторов и мощную диагностику плазмозфизических и технологических процессов. Планируется, что он будет связан высокоскоростной информационной системой ИТЭР-ГРИД с национальными центрами для обеспечения обработки объемов информации порядка 10 Гб с одного запуска комплекса. Эта система даст также возможность для удаленного участия в работе реактора. Как видно, ИТЭР сложный многопрофильный комплекс.

Согласно сценарию работы реактора после его пуска первые четыре года будут длиться водородная и дейтериевая фазы исследований, чтобы не допустить накопления трития и об-

легчить доступ в камеру на первых этапах работы. В это время все системы ИТЭР должны выйти на проектные параметры. Затем последующие три года предполагается отрабатывать режимы с малым количеством трития в плазме. После завершения этой фазы начнется трехлетний период работы с проектным содержанием трития в плазме. После остановки и внесения необходимых изменений (переход на вольфрам в качестве материала первой стенки и дивертора) наступит заключительный этап работы ИТЭР. Полная проектная продолжительность работы составит 25 лет, после чего реактор будет разобран, а активированные части конструкции складированы на площадке для выдержки.

Овладение термоядерной энергией — принципиальная цель всех работ по управляемому термоядерному синтезу. Ее достижение, как уже отмечалось выше, потребует значительного времени. Поэтому термоядерное сообщество часть своих усилий направляет на разработку новых технологий и их коммерциализацию, внося тем самым вклад в решение задач настоящего момента и демонстрируя практически значимые выходы из программы управляемого термоядерного синтеза. К ним относятся новые материалы, процессы обработки и модификации поверхности материалов, решение экологических проблем, задач для космического и авиационного направлений и т. д. Но есть случай, когда речь может идти о сильном влиянии термоядерных установок непосредственно на энергетику, прежде всего, атомную.

№ 22 март-апрель 2015



АТОМНОЕ **строительство**