

ЛЕКЦИЯ 11. ПРОЕКТЫ АЭС С ВВЭР

РОССИЙСКИЕ РЕАКТОРЫ 3-ГО ПОКОЛЕНИЯ

- АЭС с реактором 3 поколения означает:
- – стандартный проект, подготовленный к ускоренному лицензированию;
- – сокращенные сроки и стоимость строительства;
- – простая и надежная конструкция, устойчивая к возможным ошибкам оператора;
- – высокий коэффициент использования установленной мощности и срок эксплуатации до 60 лет;
- – защита против аварии с расплавлением активной зоны;
- – минимальное воздействие на окружающую среду;
- – высокое выгорание топлива и низкое количество радиоактивных отходов.
- Этим требованиям полностью соответствуют российские эволюционные реакторы – ВВЭР-1000 (проекты АЭС-91 и АЭС-92), ВВЭР-640.

ПРОЕКТ РУ ВВЭР - ТОИ

- Оптимизацию эксплуатационных характеристик ВВЭР предполагается обеспечить за счет ревизии части инженерных и компоновочных решений проекта «В-320» с учетом последующих модернизаций (АС 91/99, АС 92) и проекта «АЭС 2006. По сравнению с проектом АЭС-2006, проект ВВЭР-ТОИ обладает следующими отличиями:
- - оптимизацией сочетания целевых показателей экономичности выработки электроэнергии и использования топлива;
- повышением тепловой мощности реактора с увеличением электрической мощности (брутто) до 1250–1300 МВт;
- усовершенствованием конструкции активной зоны, направленным на увеличение запасов по теплотехнической надежности ее охлаждения;
- дальнейшим развитием пассивных систем безопасности.

Сравнительные характеристики АЭС с ВВЭР-1000, АЭС-2006 и АЭС-2010

	В-320	АЭС-2006	АЭС-2010 (ВВЭР-ТОП)
Срок сооружения АЭС от первого бетона до включения в сеть (для серийного блока)	60 месяцев	54 месяца	45 месяцев
Срок коммерческой эксплуатации энергоблока	30 лет	60 лет	60 лет
Коэффициент готовности энергоблока	0,78-0.85	0,92	не менее 93 % (как целевой ориентир)
Электрическая мощность	1000	1200	не менее 1300 МВт. брутто на клеммах генератора (в гарантийном режиме).
Мощность тепловая (ном.), МВт	3000	3200	3300
Маневренность	Базовый режим работы	Должна быть обеспечена возможность первичного и вторичного регулирования частоты сети, а также суточного регулирования мощности	Должна быть обеспечена возможность первичного и вторичного регулирования частоты сети, а также суточного регулирования мощности
Падение самолета	Фрагмент весом 5.7 т со скоростью до 100 км/ч	Фрагмент весом 5.7 т со скоростью до 100 км/ч	Фрагмент весом 20 т, в качестве запроектного исходного события последствия падения самолета весом 400 т с оценкой вероятностей и возможных последствий такого события с предложениями по способам управления аварией.

СИСТЕМНЫЕ ПРОБЛЕМЫ СОВРЕМЕННОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ:

- Низкая эффективность полезного использования добываемого природного урана – менее 1%
- Непрерывно возрастающее количество ОЯТ и РАО
- Требования к ядерно-энергетической системе (ЯЭС):
 - Экономическая эффективность
 - Гарантированная безопасность
 - Отсутствие ограничений по сырьевой базе на исторически значимый период времени
- Обращение с ОЯТ и РАО – организация топливного цикла ЯЭ должна обеспечивать безопасную окончательную изоляцию РАО
- Масштаб энергопроизводства – доля на рынке электроэнергии в стране не менее 30%
- Структура энергопроизводства должна обеспечивать возможность расширения рынков сбыта.

ИННОВАЦИОННАЯ АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

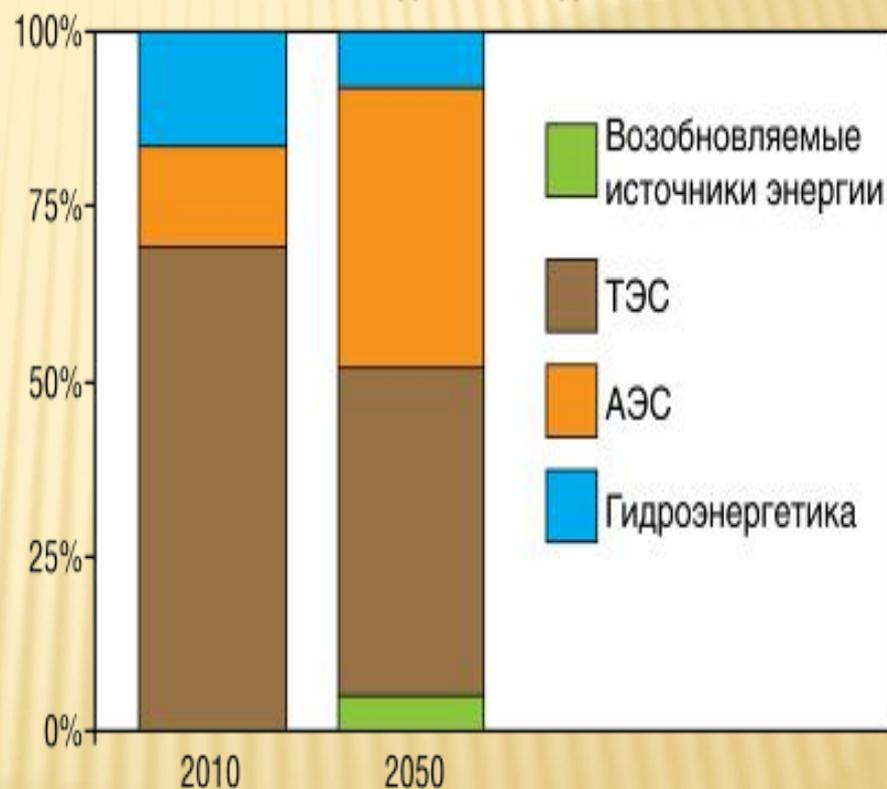
- Разработка инновационных решений для создания структуры атомной энергетики , позволяющей эффективно содействовать переходу общества к устойчивому развитию, обеспечить конкурентоспособность отечественных технологий на мировом атомном рынке (20% мирового рынка), добиваться лидерства во внедрении инноваций.
- На рис. показана роль инновационных энерготехнологий в изменении структуры электроэнергетики России.
-

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ИННОВАЦИОННЫХ ЭНЕРГОТЕХНОЛОГИЙ ДЛЯ ИЗМЕНЕНИЯ СТРУКТУРЫ ЭЛЕКТРОЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ

Потребляемая энергия,
млрд тонн нефтяного эквивалента



Изменение структуры электроэнергетики
до 2050 года



ПРИОРИТЕТНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ ДОЛГОСРОЧНОЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОЙ ПОЛИТИКИ

- наращивание атомных мощностей на основе усовершенствования освоенных технологий ВВЭР, Супер-ВВЭР;
- ввод в систему атомной энергетики замкнутого топливного цикла и быстрых реакторов с расширенным воспроизводством топлива БР;
- внедрение атомных мощностей в производство водорода, в энергоемкие отрасли промышленности и в коммунальный сектор ВТГР;
- разработка расплавно-солевого реактора для пережигания долгоживущих нуклидов в замкнутом ядерном топливном цикле ЖСР.

□

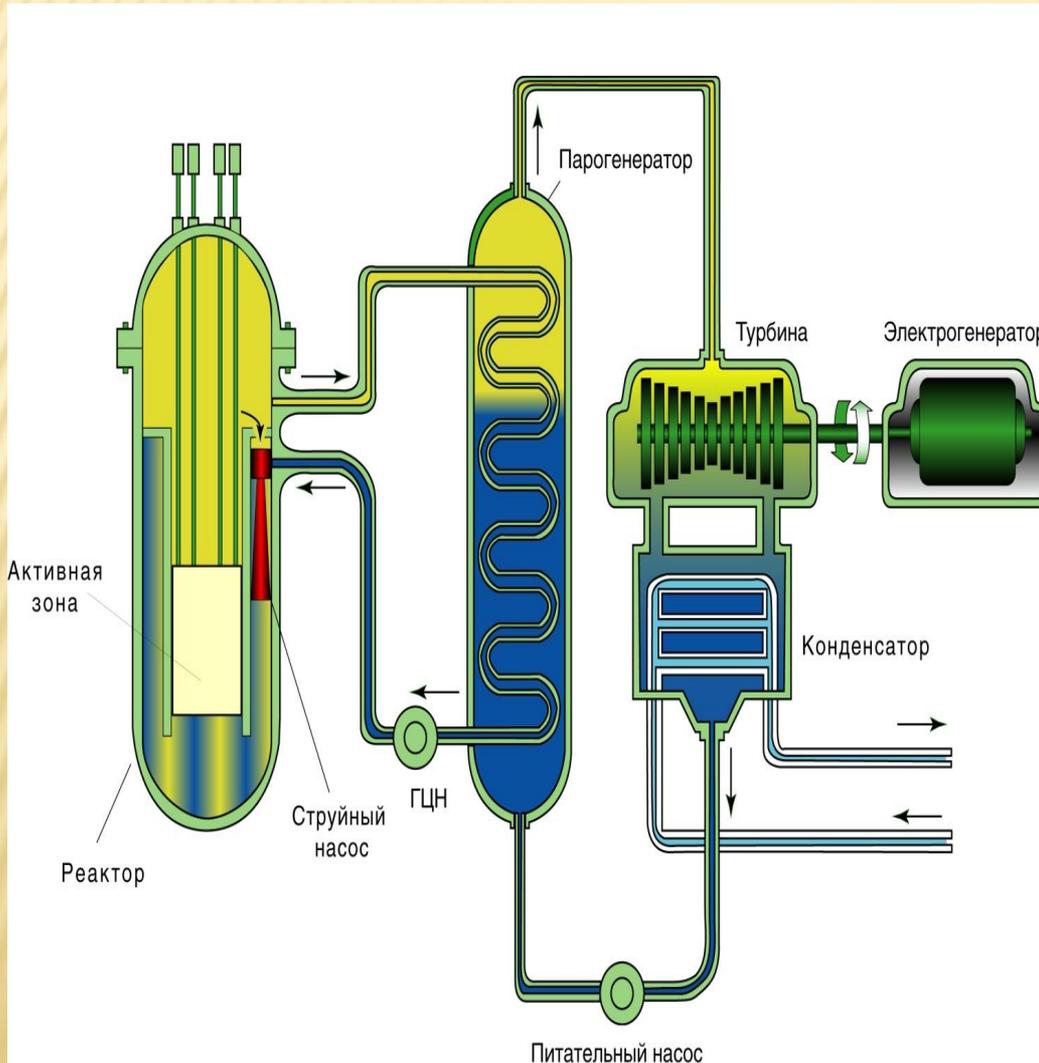
□

□

ПРЕДЛОЖЕНИЯ ПО ПРОЕКТУ СУПЕР-ВВЭР

- Технологическая схема и характеристики инновационного двухконтурного Супер-ВВЭР на быстрых нейтронах, охлаждаемого паро-водяной смесью (ПВЭР) приведены на рис.

ДВУХКОНТУРНЫЙ ИННОВАЦИОННЫЙ СУПЕР-ВВЭР НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ, ОХЛАЖДАЕМЫЙ ПАРОВО-ВОДЯНОЙ СМЕСЬЮ (ПВЭР)



Параметр	ПВЭР
Организация-разработчик	РНЦ КИ
Мощность тепл. /Эл, МВт	1750/650
КПД АЭС, %	37,1
Компоновка, кол-во контуров	Петлевая 2-контур
Давление на входе/выходе реактора, МПа	16.3/16.0
Температура на входе/выходе реактора, °С	347/368
Высота/диаметр активной зоны (+экраны), м	1.5(+0.5)/3(+0.2)
Размеры корпуса высота/диаметр, м	4.25/10.9
Стадия разработки проекта РУ	Концепт. проект
Срок, требуемый для завершения НИОКР и выпуска технического проекта РУ, лет *	10

МАЛАЯ ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

- На основе опыта создания и эксплуатации судовых и корабельных реакторов в ОАО «ОКБМ Африкантов» разработан ряд проектов реакторных установок для автономных атомных энергоисточников малой мощности в диапазоне от 6 до 100 МВт(эл).
- Они предназначены для комплексного электро- и теплоснабжения (как бытового, так и промышленного) изолированных потребителей в удаленных районах, не имеющих централизованного энергоснабжения, с дорогим дальнепривозным топливом. В России это крупные населенные пункты и порты вдоль Северного Морского пути и побережья Дальнего Востока, месторождения полезных ископаемых, военные базы; за рубежом - прибрежные районы развивающихся стран.

Наиболее готовые к реализации проекты энергоисточников малой мощности АБВ-6М и КЛТ-40С предполагают размещение атомной энергетической установки на суше и на несамоходных плавучих средствах

ОБЩИЙ ВИД ПЛАВУЧЕГО ЭНЕРГОБЛОКА С РЕАКТОРНЫМИ УСТАНОВКАМИ КЛТ-40С

ПАТЭС

**ПЛАВУЧИЙ ЭНЕРГОБЛОК
С РЕАКТОРНЫМИ УСТАНОВКАМИ
КЛТ-40С**



ТЕХНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ:

- **количество РУ 2 шт., эл. мощность в конденсационном режиме, МВт -2x38,5 , отпуск тепла, Гкал/ч - 2x73, номинальная производительность по опресненной воде -100000, м³/сут., КИУМ-0,8, периодичность перегрузки топлива- 2,5 года, периодичность заводского ремонта – 12 лет.**

СИСТЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ РУ КЛТ-40С.

Характеристика	КЛТ-40С	КЛТ-40
Время поддержания активной зоны в аварии с потерей теплоносителя	1,5 ч	5-10 мин
Время функционирования пассивной САР	24 ч	3 ч
Возможность инициирования срабатывания АЗ без участия электрических управляющих систем безопасности	есть	нет
Возможность удержания расплава активной зоны в корпусе реактора	есть	Нет
Наличие пассивных систем ограничения давления в ЗО	есть	нет
Наличие сброса среды из ЗО в процессе тяжелой аварии	нет	Есть

ЯДЕРНАЯ УСТАНОВКА ТЕПЛОСНАБЖЕНИЯ С БАССЕЙНОВЫМ РЕАКТОРОМ РУТА

- Радиационное воздействие установок РУТА на окружающую среду не только при нормальной эксплуатации, но и при любых реально возможных аварийных ситуациях не будет превышать уровня, соответствующего естественному радиационному фону. Установки такого типа могут располагаться в непосредственной близости от населенных пунктов. На рис. представлен реактор бассейнового типа РУТА

Рис. Реактор бассейнового типа РУТА

1 - активная зона, 2-теплообменник первичный, 3 насос, 4- привод системы управления и защиты, 5- раздающий коллектор первого контура, 6- сборный коллектор первого контура, 7- верхнее перекрытие



ОСНОВНЫЕ ТЕХНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА РУТА-70.

- ❑ **Максимальная тепловая мощность реактора, МВт 70**
- ❑ **Размеры активной зоны (экв. диаметр/высота), м 1,42/1,40**
- ❑ **Топливо кермет (0,6 UO_2 +0,4 сплав Al)**
- ❑ **Обогащение топлива ураном-235, % 4,2**
- ❑ **Загрузка урана в активную зону, кг 4165**
- ❑ **Количество тепловыделяющих сборок (ТВС) 91**
- ❑ **Кампания ядерного топлива, эфф. Сутки 2332**
- ❑ **Время работы между перегрузками при коэффициенте использования установленной мощности 0,7, календарных лет 3 Доля перегружаемого топлива 1/3**
- ❑ **Объем воды в баке реактора, м³ 250**
- ❑ **Температура в активной зоне (вход/выход), °C 75/101**

ВСЕ СТРАНЫ-РАЗРАБОТЧИКИ СУДОВЫХ ЯЭУ ОСТАНОВИЛИ СВОЙ ВЫБОР НА РЕАКТОРАЕ ВВЭР

- Накопленный опыт свидетельствует о достаточно высоком уровне безопасности судовых ЯЭУ, однако и впредь при разработке новых проектов задача обеспечения гарантированной безопасности должна быть в центре внимания проектантов. Целесообразно использовать рекомендации МАГАТЭ и для судовых ЯЭУ. При этом, конечно, должны учитываться их специфика,

НАИБОЛЕЕ ПЕРСПЕКТИВНОЙ НЫНЕ СЧИТАЕТСЯ ИНТЕГРАЛЬНАЯ КОМПОНОВКА ОБОРУДОВАНИЯ РЕАКТОРНОЙ ЧАСТИ СУДОВОЙ ЯЭУ

- . Ее достоинства обусловлены тем, что **весь объем теплоносителя первого контура реакторной установки локализуется в одном корпусе, все оборудование первого контура также размещается в этом корпусе, исключаются неотсекаемые участки первого контура на случай разгерметизации, резко уменьшается число корпусных конструкций, арматуры, снимается опасность достижения критического значения флюенса нейтронов на корпус реактора.**
- по ремонтпригодности она заметно уступает и петлевой, и блочной компоновкам.**

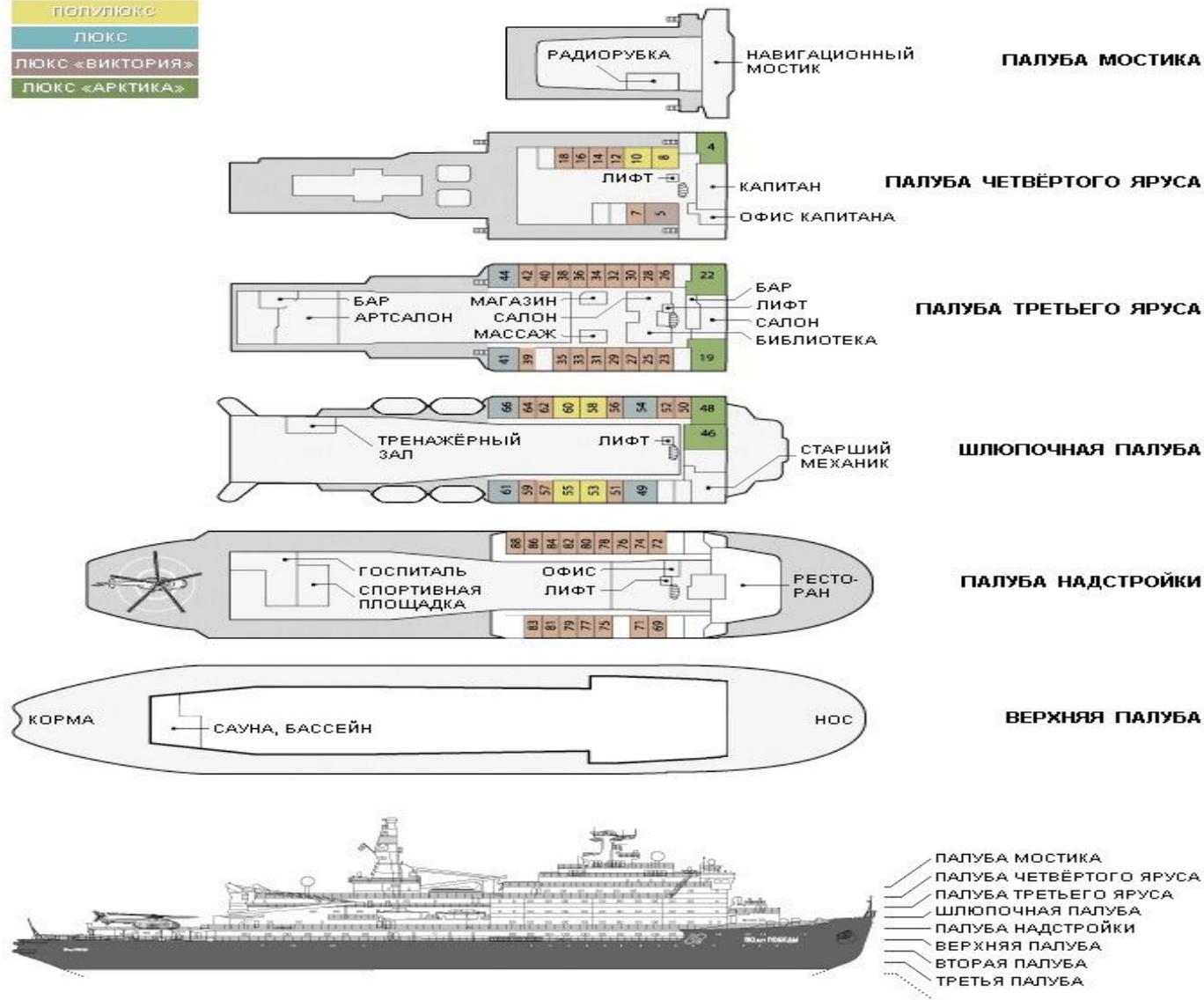
В НАСТОЯЩЕЕ ВРЕМЯ РОССИЯ РАСПОЛАГАЕТ АТОМНЫМ ФЛОТОМ СУГУБО ГРАЖДАНСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ: ДЕВЯТЬЮ ЛЕДОКОЛАМИ С ДВУХРЕАКТОРНЫМИ И ОДНОРЕАКТОРНЫМИ ЯЭУ И ОДНИМ КОНТЕЙНЕРОВОЗОМ ЛЕДОВОГО ПЛАВАНИЯ.

- Первыми судами с ядерными энергетическими установками были: в СССР - атомный ледокол "Ленин" (1959), в США - торговое судно "Саванна" (1960), в Германии - рудовоз "Отто Ган" (1968) и в Японии - экспериментальное судно "Муцу" (1972).
- Однако только в СССР строительство судов с ЯЭУ получило коммерческое продолжение и развитие
- . **Новейший из атомных ледоколов России – «50 лет Победы»**, является самым большим и мощным ледоколом в мире. Он представляет собой модернизированный проект второго поколения (серии) линейных атомных ледоколов типа «Арктика»
- – мощнейших из когда-либо построенных. «50 лет Победы» - проект 10521 построен на верфи «Балтийский завод» и оснащён сложнейшим современным оборудованием. **Это первый атомоход - построенный в России с 1990 года.**

ПЛАН ПАЛУБ АТОМНОГО ЛЕДОКОЛА «50 ЛЕТ ПОБЕДЫ»

КАТЕГОРИИ ПАССАЖИРСКИХ КАЮТ ДЛЯ ТУРИСТОВ:

- СТАНДАРТНАЯ
- ПОЛУЛЮКС
- ЛЮКС
- ЛЮКС «ВИКТОРИЯ»
- ЛЮКС «АРКТИКА»



ТЕПЛОВАЯ СХЕМА АППУ СОСТОИТ ИЗ 4-Х КОНТУРОВ:

- **Через активную зону реактора прокачивается теплоноситель I контура (вода высокой степени очистки). Вода нагревается до 317°C .** Из реактора теплоноситель 1 контура поступает в парогенератор, омывая трубы, внутри которых протекает вода II контура, превращающаяся в перегретый пар.
- **Из парогенератора перегретый пар поступает на главные турбины** производства Кировского завода, каждая из которых, в свою очередь, состоит из трёх турбогенераторов. Параметры пара перед турбиной: давление - 30 кгс/см^2 ($2,9 \text{ МПа}$), температура - 300°C .
- Затем пар конденсируется, вода проходит систему ионообменной очистки и снова поступает в парогенератор.
- **III контур предназначен для охлаждения оборудования АППУ**, в качестве теплоносителя используется вода высокой чистоты (дистиллят). Теплоноситель III контура имеет незначительную радиоактивность.
- **IV контур служит для охлаждения воды в системе III контура**, в качестве теплоносителя используется морская вода. Также IV контур используется для охлаждения пара II контура при разводке и расхолаживании установки

КОСМИЧЕСКИЕ ЯЭУ

- **Основные направления гражданской тематики космической ядерной энергетики это связь, телевидение, мировой мониторинг.** Ведь все это можно делать более интенсивно с использованием ядерной энергетики, поместив, допустим, объект на геостационарную орбиту. Четыре таких объекта позволяют оглядеть с целью мониторинга всю планету разом.
- **Второе направление – колонизация Луны и пилотируемая экспедиция на Марс.** Кардинально проблему решает только ядерная энергетика.

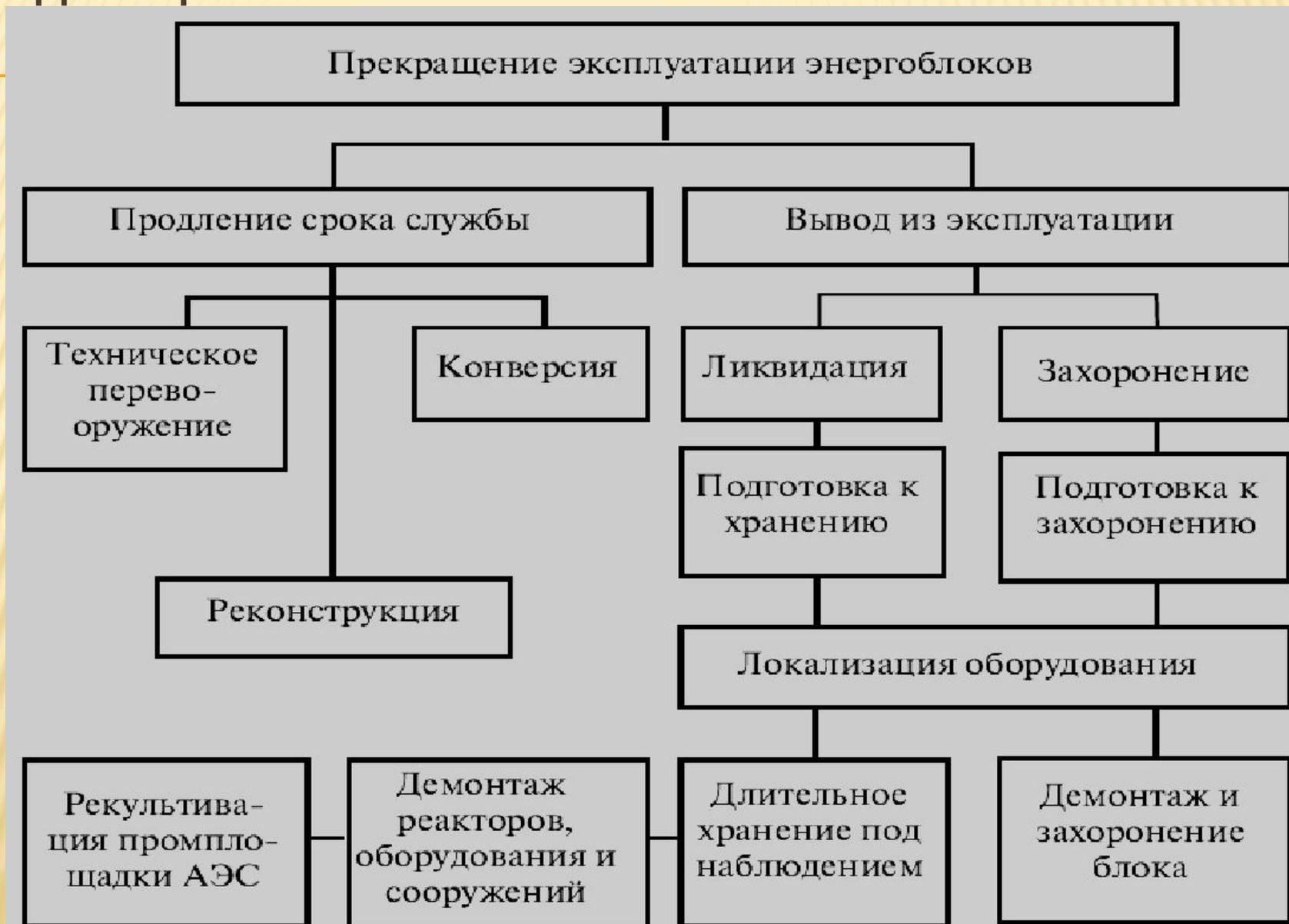
СЕГОДНЯ НИИАР, ОАО «НИКИЭТ», ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», ФГУП «НИИ «НПО «ЛУЧ», ФГУП «КРАСНАЯ ЗВЕЗДА», УЧАСТВУЕТ В ПРОЕКТЕ «КОСМИЧЕСКИЕ ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГОУСТАНОВКИ».

- В рамках этого уникального прорывного проекта создается космический транспортно-энергетический модуль на основе ядерной энергодвигательной установки. Эскизный проект модуля должен быть закончен к 2012 году. Отработка ядерной двигательной установки намечена на 2015-й, а создание самого модуля начнется в 2025 году.
- Реализация проекта позволит наладить производство в космосе, в условиях глубокого вакуума, таких материалов, которые невозможно получить в земных условиях. И в первую очередь это касается наноструктур с ультравысокими свойствами.
- Благодаря этому проекту появится возможность выйти на создание систем энергоснабжения Земли из космоса, бороться с астероидно-кометной опасностью и очищать околоземную орбиту от космического мусора.

ЛЕКЦИЯ 12. ОСНОВНЫЕ ПРИНЦИПЫ ВЫВОДА ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГОБЛОКОВ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

- В сводах положений МАГАТЭ по безопасности АЭС понятие «снятие с эксплуатации» трактуется как «... процесс окончательного прекращения эксплуатации АЭС».
- В соответствии с определением МАГАТЭ, существуют три стадии вывода ядерного энергоблока из эксплуатации:
 - **1) хранение под наблюдением;**
 - **2) частичный демонтаж,** с ограниченным использованием площадки;
 - **3) полный демонтаж** с неограниченным использованием площадки.
- Стадии 1 и 2 могут быть отдельными вариантами вывода объекта из эксплуатации, но обычно рассматриваются как промежуточные, ведущие к заключительной третьей стадии.

ЛИКВИДАЦИЯ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГОБЛОКОВ ВКЛЮЧАЕТ СЛЕДУЮЩИЕ ЭТАПЫ



- **(консервация) энергоблока** — это подготовка энергоблока к последующему длительному хранению под наблюдением..
- На этом этапе необходимо завершить вывоз с промплощадки отработавшего ядерного топлива, закончить строительство и ввести в эксплуатацию дополнительные сооружения для хранения радиоактивных отходов, завершить дезактивационные работы, задействовать ужесточенную систему радиационного контроля и физической охраны зданий и сооружений, выполнить локализацию активного оборудования (соорудить дополнительные барьеры) для недопущения воздействия радиоактивности на внешнюю среду.
- На этом же этапе следует завершить комплексное обследование состояния зданий, сооружений, систем и оборудования и по его результатам принять окончательное решение: о перепрофилировании блока или о необходимости вывода его из эксплуатации.
- На выполнение работ данного этапа потребуется ориентировочно от 3 до 5 лет;

- **длительная выдержка** снимаемого с эксплуатации энергоблока (**длительное безопасное хранение под наблюдением**) — это содержание блока в радиационно-безопасном состоянии для персонала, населения и окружающей среды, когда на реакторном и радиоактивном оборудовании не ведутся демонтажные работы.
- На данном этапе может проводиться демонтаж общеэнергетического, вспомогательного и другого «чистого» оборудования.
- Продолжительность этапа зависит от фактического состояния оборудования и систем снимаемого с эксплуатации энергоблока, от особенностей региона, в котором расположена АЭС.
- Увеличение продолжительности хранения позволяет снизить дозозатраты и стоимость работ по демонтажу и захоронению реакторной установки за счет естественного распада радионуклидов.
- технически и экономически оправданным является период длительной выдержки 30 лет, который позволяет снизить наведенную активность конструкционных материалов в 60—100 раз (в России, США и Канаде на этап длительной выдержки, отводят 30 лет, в Великобритании — до 100 лет).