



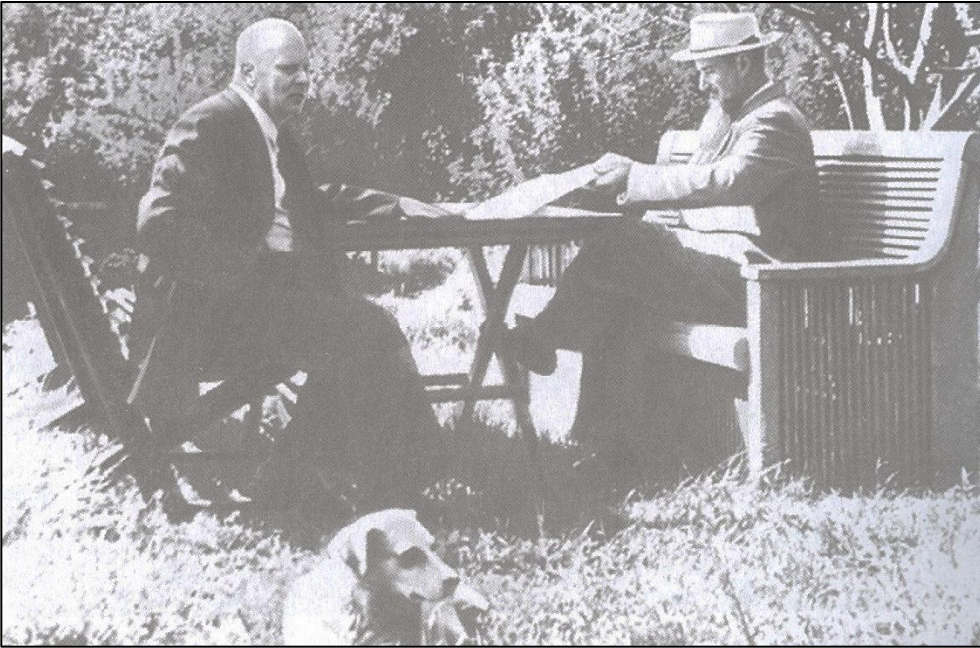
Национальный исследовательский центр
«Курчатовский институт»

Наука для атомной отрасли

(доклад подготовлен на основе материалов НИЦ «Курчатовский институт», АО «Наука и Инновации» (Госкорпорация «Росатом») и ИБРАЭ РАН)

*26-ая ежегодная научно-техническая конференция «Ядерного общества России»
«Научно-технический потенциал атомной отрасли: 70-летний опыт и перспективы»
Москва, Россия, 24 сентября 2015 г.*

Историческое начало

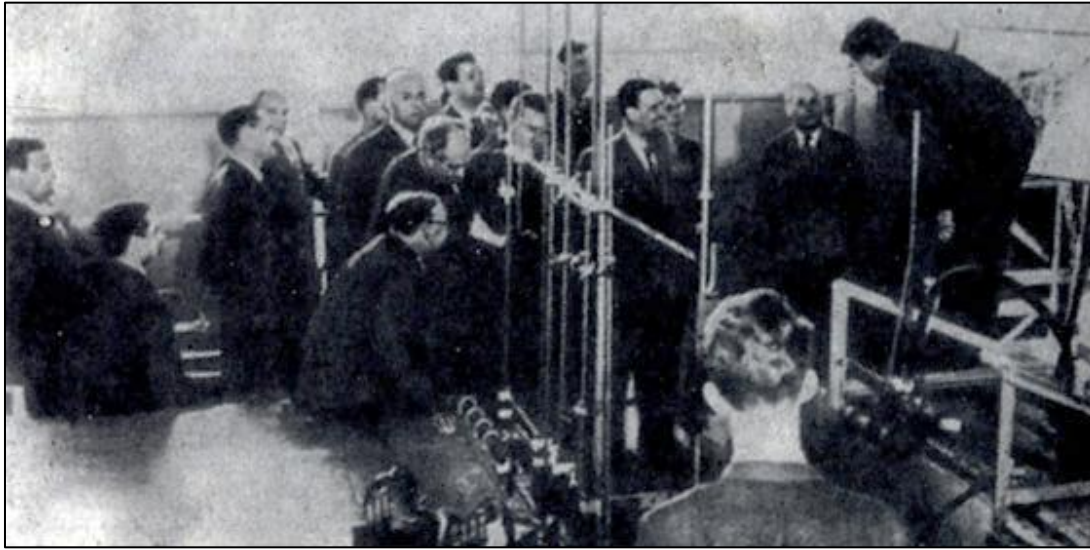


Первые документально зарегистрированные поручения И.В. Курчатова проработать возможность энергетического применения ядерного реактора – 1946 год.

Доклад И.В. Курчатова в Харуэлле «Некоторые вопросы развития атомной энергетики в СССР» – апрель 1956 года.

Генеральный адрес А.П. Александрова на открытии конференции VII Мирового энергетического конгресса «Ядерная энергетика и её роль в техническом прогрессе» – 1968 год.

И.В. Курчатов о ядерной энергетике (Харуэлл, 1956 г.)



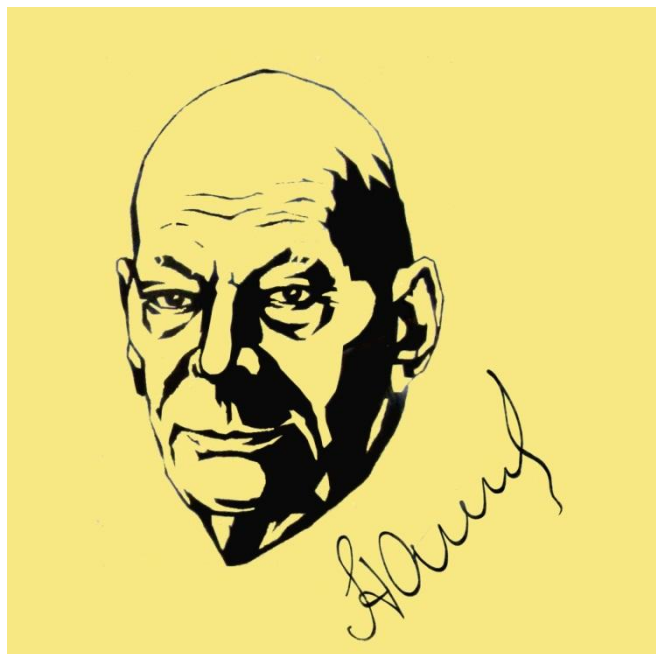
Опытные АЭС

- С реакторами (200 МВт(э)) на тепловых с водяным теплоносителем и замедлителем
- С графитовым замедлителем, охлаждаемым водой/паром;
- С гетерогенным реактором и замедлением нейтронов тяжёлой водой.

Экспериментальные атомные установки мощностью 50—70 МВт(э)

- Реактор с водяным замедлителем и турбиной, работающей на паре из реактора
- Гомогенный реактор с тяжёлой водой для расширенного воспроизводства ядерного горючего в цикле $U^{233}—T^{232}$
- Реактор с графитовым замедлителем и натриевым теплоносителем
- Реактор на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением для расширенного воспроизводства ядерного горючего в цикле $Pu^{239}—U^{238}$

А.П. Александров. Из Генерального адреса VII Мировому энергетическому конгрессу (1968 г.)



- Быстрые реакторы с металлическим плутонием
- Переработка ОЯТ
- Торийный цикл
- Реакторы на расплавах солей

- Многопродуктовая ядерная энергетика:
 - Опреснение воды
 - Восстановители для металлургии
 - Радиационно-химические реакторы
(в т.ч. радиационная полимеризация)
 - Производство изотопов



Генеральный адрес – 1968

Когда мы говорим о практически неисчерпаемых энергоресурсах ядерного горючего, то имеем в виду необходимость и возможность ввода в игру вторичного горючего – плутония и использования за этот счет большей части запасов урана-238.

Будущая крупная атомная энергетика должна быть способной, в смысле ядерного топлива, к саморазвитию, то есть, используя процесс размножения плутония в реакторах на быстрых нейтронах, должна обеспечить полное снабжение себя вторичным ядерным горючим – плутонием, с подачей в топливный цикл извне только недефицитного урана-238.

Я представляю себе, что реакторы на тепловых нейтронах не потеряют своего значения и после создания экономически конкурентоспособных бридеров.

Я думаю, что они останутся наиболее выгодными для атомных электростанций, работающих в режиме регулирования из-за меньшей стоимости топливной загрузки.

Атомная энергетика является высокотехнологической областью, в которой Россия является одним из лидеров на протяжении длительного периода, и её дальнейшее развитие важно не только с точки зрения улучшения структуры топливно-энергетического баланса, но и для сохранения научного и технологического лидерства в данной области.

НИЦ «Курчатовский институт» проводит научные и технологические разработки для атомной отрасли в тесном сотрудничестве с институтами и предприятиями Госкорпорации «Росатом», РАН (ИНЭИ, ИБРАЭ и др.) и с вузовской наукой страны.

Ядерные реакторы в мире и России

Корпусные водоохлаждаемые реакторы в мире

Наибольшего успеха человечество добилось, сконцентрировавшись на одной реакторной технологии, сделав её наиболее продвинутой и накопив наибольший объем знаний и опыта. Это корпусные водоохлаждаемые реакторы, которые сегодня (с учётом морской энергетики, эксклюзивно использующей реакторы PWR) составляют 95% реакторного парка мира.

Тип реактора	Число реакторов	Суммарная мощность, ГВт(э)	Доля в мировом реакторном парке, %	Число стран, где эксплуатируются
PWR	214	205,4	55	17
BWR	93	86,9	23	10
ВВЭР	53	35,9	10	9
Другие (PHWR, GCR, РБМК, FBR)	77	41,7	11	10

Тяньваньская АЭС

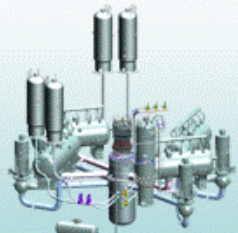


Ледокол «50 лет Победы»



Развитие водо-водяных реакторов в ядерной энергетике России

АЭС – 2006

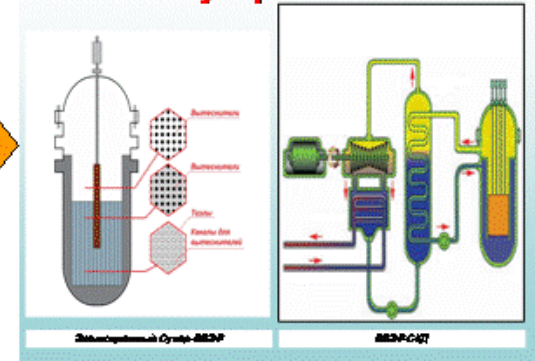


Проект ВВЭР-1200 для АЭС-2006 сооружается в настоящее время на площадках: НВАЭС-2, ЛАЭС-2 и Балтийской АЭС

ВВЭР-ТОИ



Супер-ВВЭР



Региональная атомная энергетика



* - Разработка проекта развивается в контексте создания ряда РУ ВВЭР с мощностями 900 МВт (6 петель), 600 МВт (4 петли), 450 МВт (3 петли) и 300 МВт (2 петли) с обеспечением унифицированности этого ряда РУ и обеспечением блочных методов промышленного производства и строительства.

Реакторы ВВЭР малой мощности



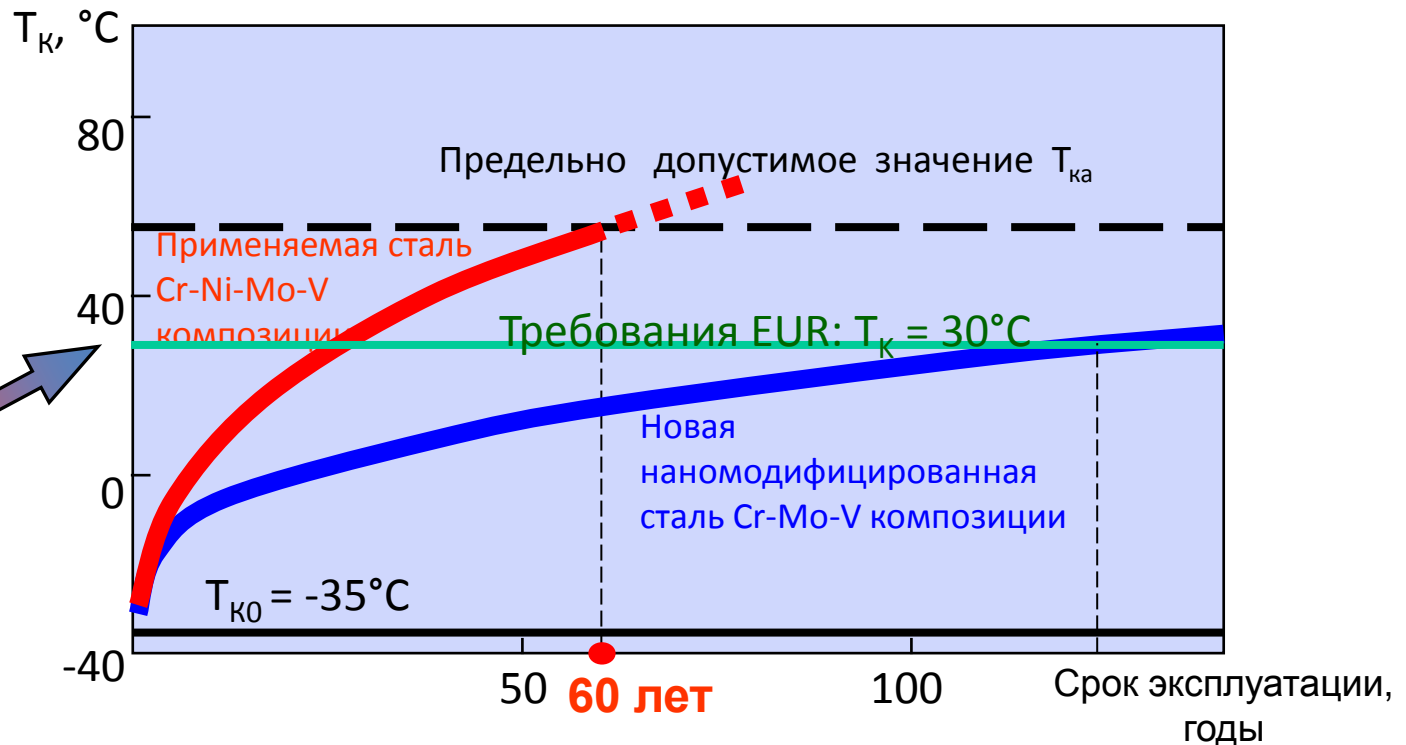
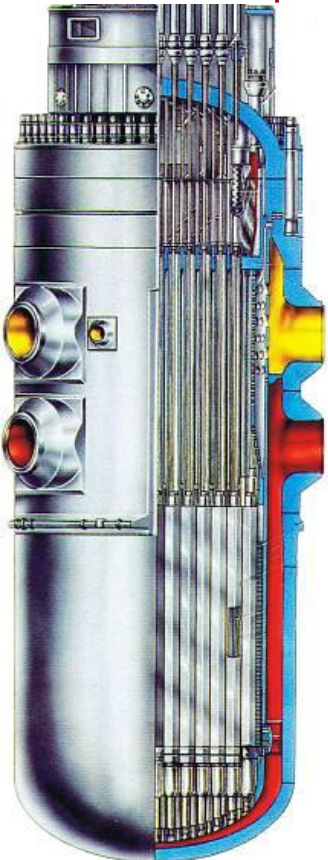
Использование освоенных технологий судовых ядерных реакторов

Опыт эксплуатации более 460 реакторов с общим сроком службы более 6500 реакторо-лет

Создание новых материалов и технологий для реакторов ВВЭР

КОРПУСНАЯ РЕАКТОРНАЯ СТАЛЬ Cr-Mo-V КОМПОЗИЦИИ С МОДИФИКАЦИЕЙ ТОНКОЙ СТРУКТУРЫ НА НАНОУРОВНЕ:

- обеспечивает получение высоких свойств стали - прочности, пластичности и вязкости во всём диапазоне толщин, необходимом для корпусов атомных реакторов (150÷550 мм);
- обеспечивает беспрецедентно высокую радиационную стойкость стали, в 4÷5 раз превосходящую зарубежные аналоги.



В кооперации с ОАО «Концерн Росэнергоатом», главным конструктором РУ РБМК АО «НИКИЭТ», Ленинградской АЭС и ряда других организаций отрасли с участием НИЦ «Курчатовский институт» выполнен комплекс работ по продлению ресурса эксплуатации реакторов РБМК сверх проектного срока:

– Выполнен анализ не имеющего аналогов технологического процесса восстановления ресурсных характеристик активной зоны реакторов РБМК-1000;

– С целью выбора и обоснования оптимальных схем ремонта активных зон разработаны методики и трёхмерные расчётные коды, верифицированные на экспериментальных исследованиях графита в горячих камерах в НИЦ «Курчатовский институт» и на стендах ОАО «ЭНИЦ»;

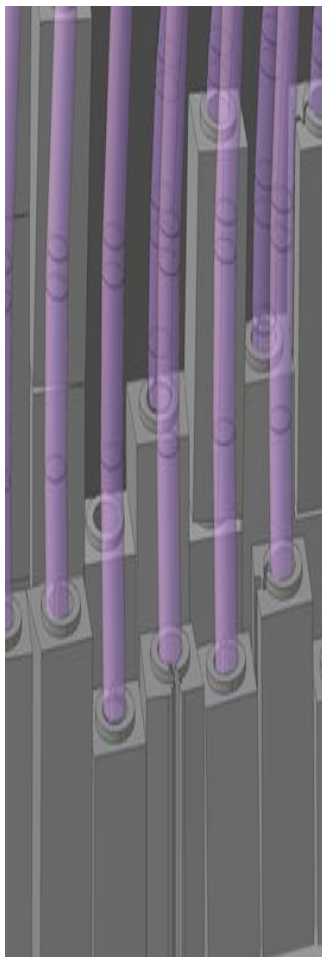
– В 2013 г. завершены работы по восстановлению ресурсных характеристик графитовой кладки реакторной установки РБМК-1000 энергоблока № 1 Ленинградской АЭС. 25 ноября 2013 года энергоблок № 1 Ленинградской АЭС подключён к энергосети;

– Отработанная референтная технология использована на других блоках РБМК.

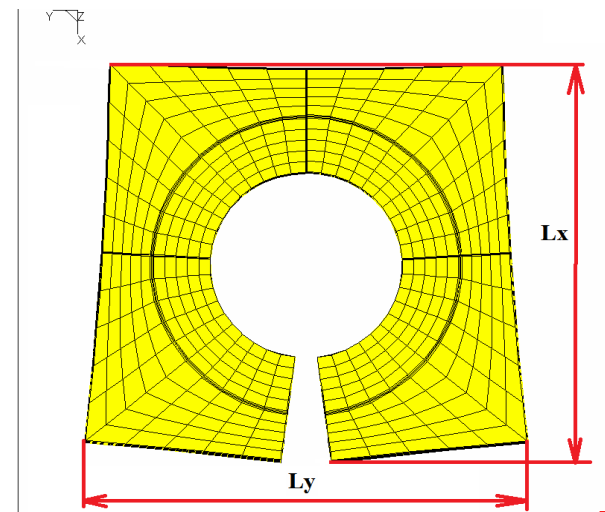
Развитие ядерных технологий для атомной энергетики



Ремонт графитовой кладки: устройства для одновременного распила нескольких графитовых колонн



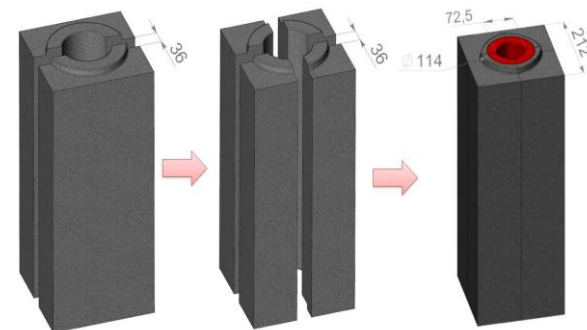
Реакторное пространство



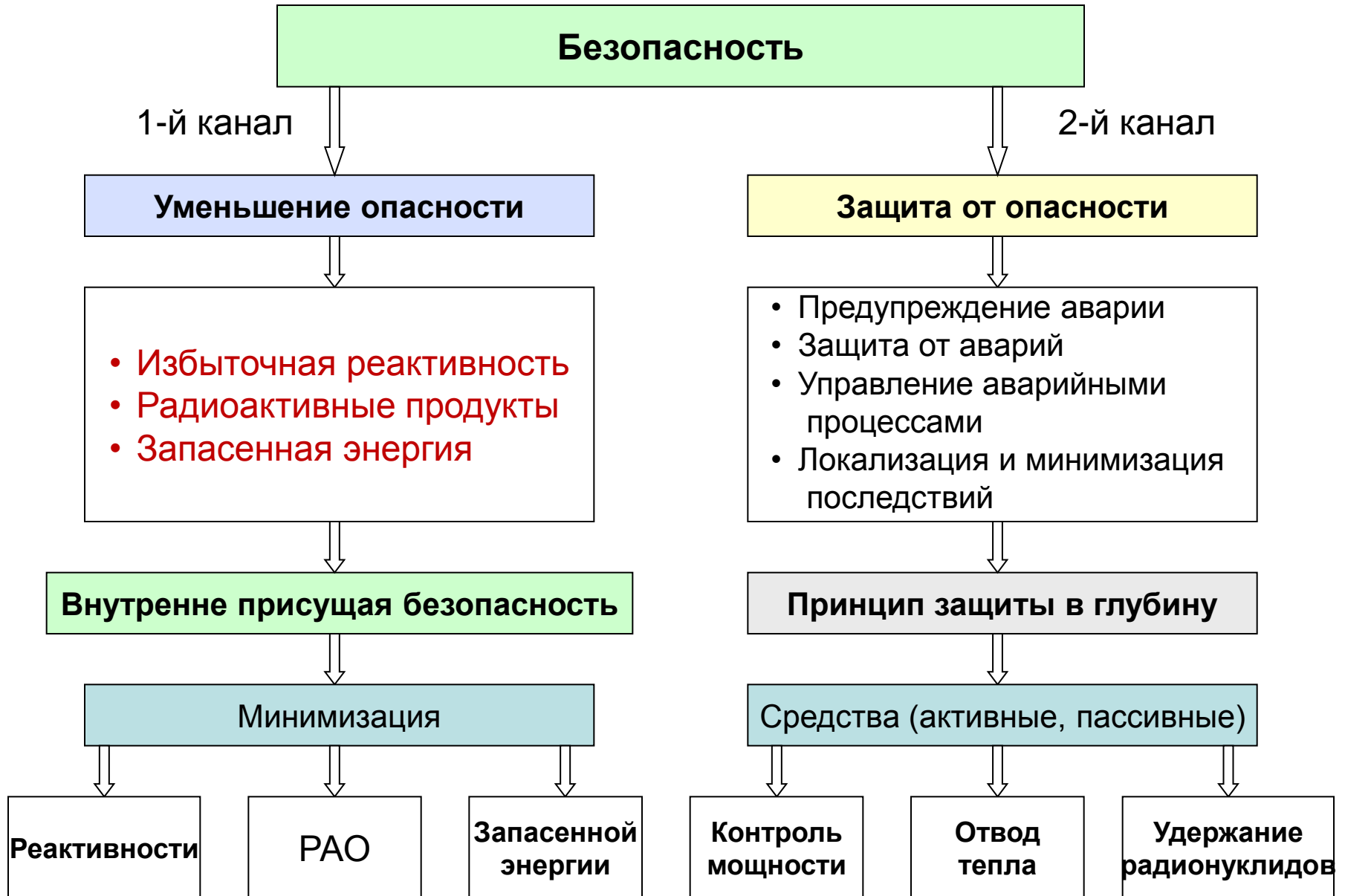
Графитовая колонна с трещиной

Схема разрезки колонн

Схема разрезки блоков



Повышение безопасности и надежности атомных станций и объектов ЯТЦ



Экспериментальные исследования тяжелых аварий



“Расплав”

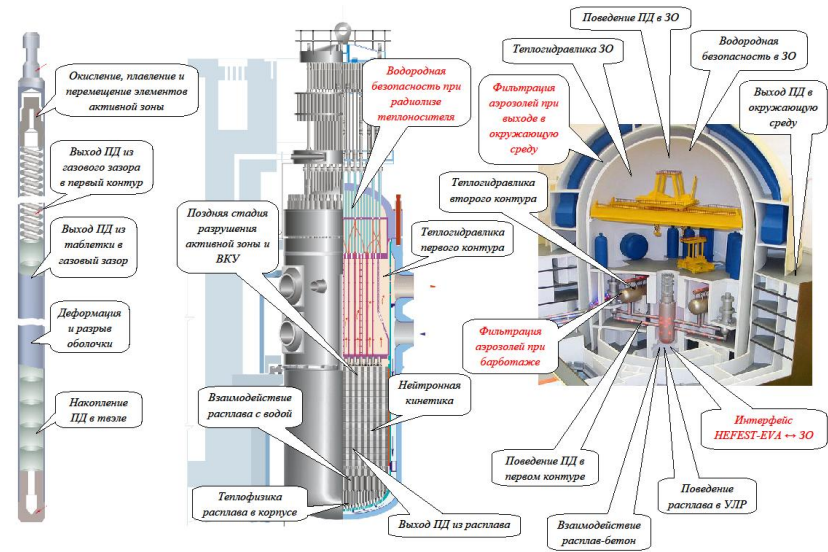
“Маска”

Расчетные коды для моделирования тяжелых аварий на АЭС

Расчетный код СОКРАТ: Моделирование аварийных процессов от исходного события до выхода активности за пределы защитной оболочки

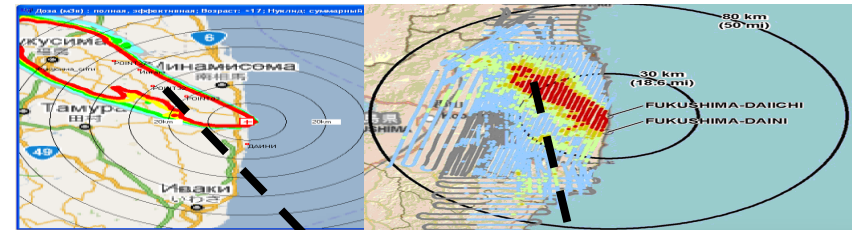
Ключевые задачи:

- Обоснование водородной безопасности для АЭС
- Обоснование радиационной безопасности
- Обоснование исходных данных для проектирования устройства локализации расплава (УЛР) АЭС-2006

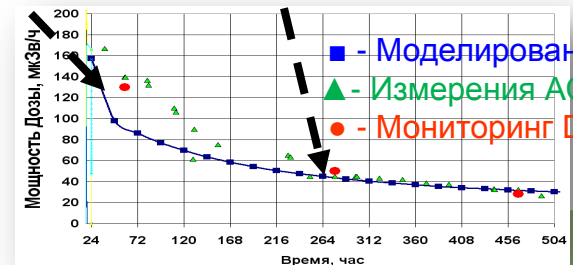


Анализ аварии на АЭС Фукусима-1 :

	Расчетное время взрыва	Фактическое время взрыва
Блок 1	12.03 15:16	12.03 15:36
Блок 2	15.03 05:45	15.03 06:14

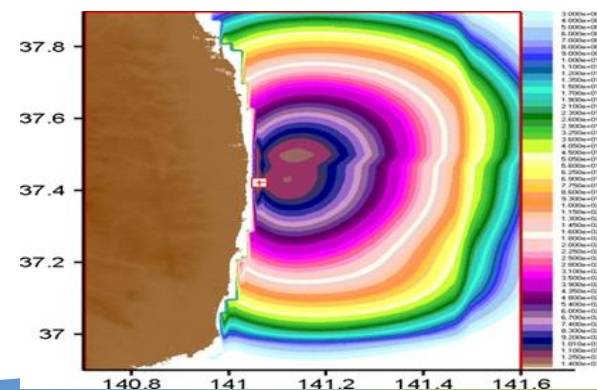
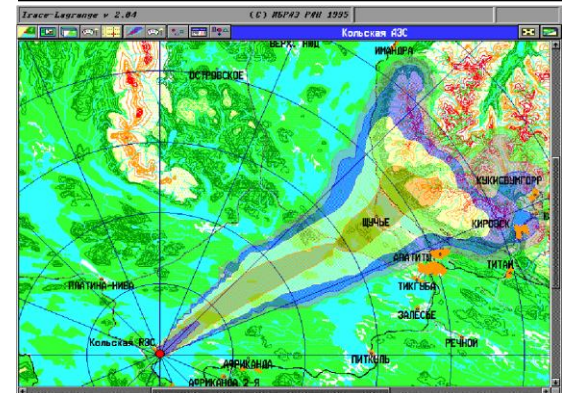
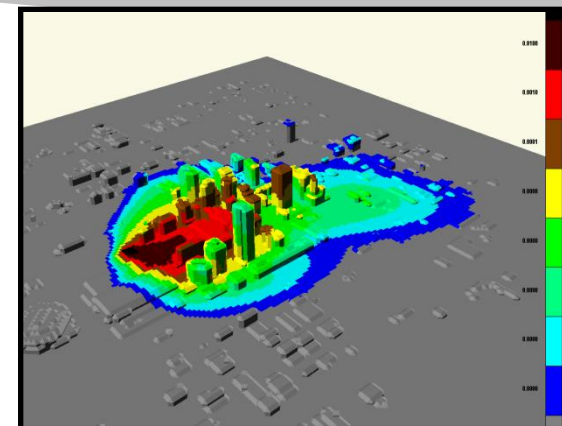


Северо-Западный след выброса РВ после аварии



Основные компоненты:

- линейка моделей и расчетных программ от инженерных до 3-D нестационарных задач для моделирования источника и всех сред (воздух, поверхностные воды, гидросфера);
- средства получения и передачи данных по радиационной обстановке;
- математический инструментарий анализа натуральных данных и восстановления источника;
- базы данных;
- аналитический потенциал для выработки рекомендаций по управлению авариями и минимизации последствий с учетом прошлых аварий.



Один из основных принципов радиационной защиты:

принцип оптимизации (НРБ-99/2009)/принцип ALARA (Публикация 103 МКРЗ).

Критерии отнесения РАО к особым требуют рассмотрения вариантов обращения с РАО (удаление и захоронение на месте) и расчета:

- коллективных эффективных доз облучения персонала и населения за весь период потенциальной опасности РАО;
- рисков потенциального облучения персонала и населения;
- затрат, включая совокупный размер возможного вреда окружающей среде, связанный с захоронением РАО в месте их нахождения.

Результаты оценки критериальных параметров для Б-2 АО «СХК»

Параметр	Удаление РАО	Захоронение на месте
Коллективная доза персонала, чел.-Зв.	145	17
Коллективная доза населения, чел.-Зв.	Менее 0,1	Менее 0,01
Риск потенциального облучения, год ⁻¹	$2,2 \cdot 10^{-3}$	Менее $1 \cdot 10^{-5}$
Затраты, млрд. рублей	Более 1800	3,1

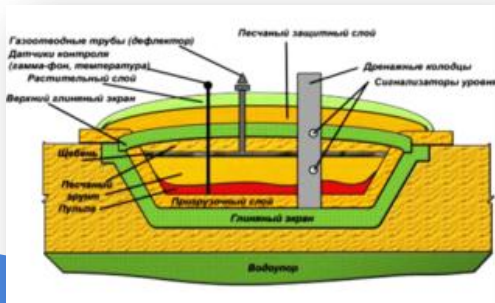
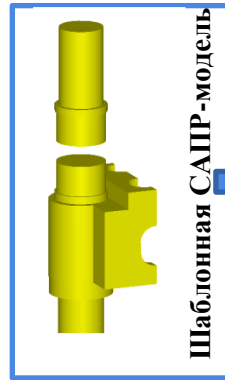
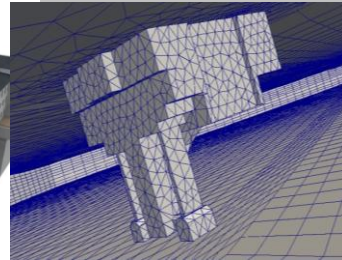
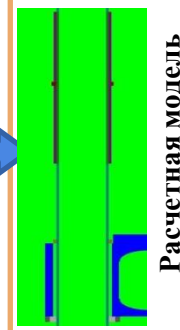


Схема консервации и внешний вид после завершения работ водоема Б-2

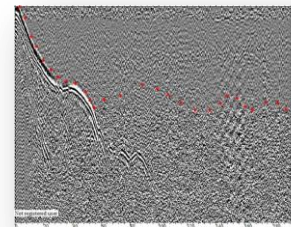
- Создание реальных детализированных расчетных моделей объектов.
- Восстановление параметров моделей на основе САПР-моделей и результатов инженерных обследований.
- Определение радиационных характеристик объекта.
- Расчетный анализ воздействия на персонал, население и окружающую среду.



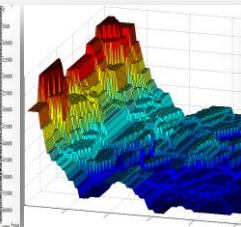
Шаблонная САПР-модель



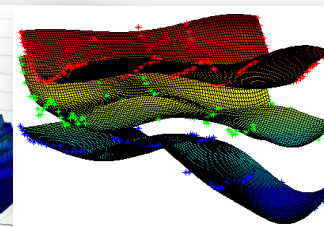
Расчетная модель



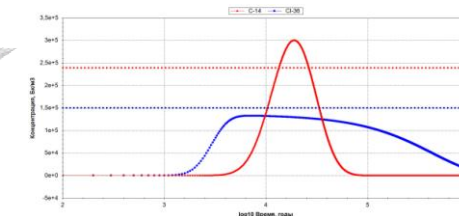
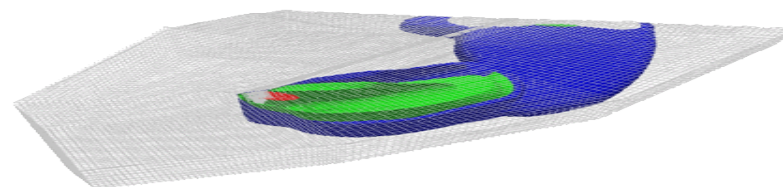
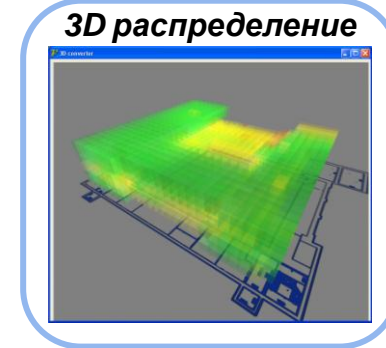
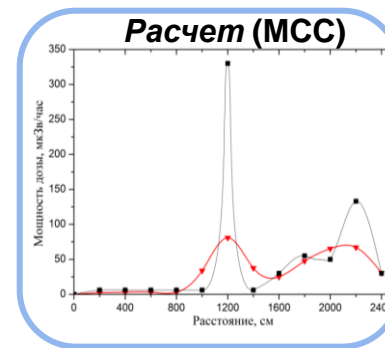
Построение разрезов



Формирование 3D распределения



Построение 3D границ почв



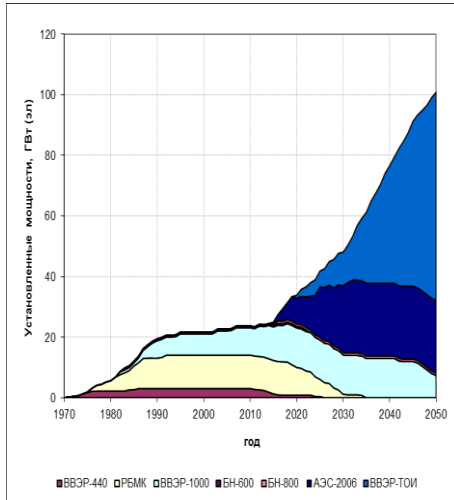


Фундаментальные исследования по обоснованию безопасности захоронения РАО

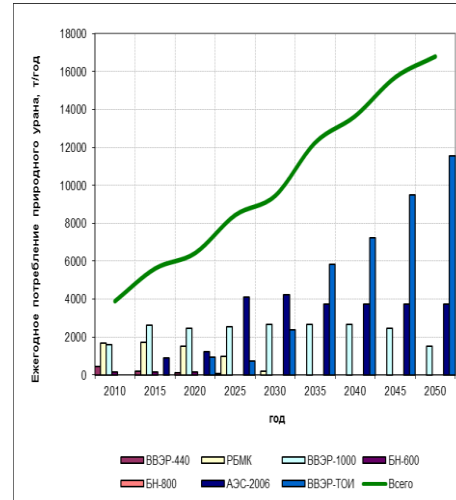
Направление	Требования
Обеспечение полноты и системности обоснования безопасности	<ol style="list-style-type: none">1. Анализ полного перечня характеристик, событий и процессов связанных с ПЗ – выделение наиболее важных факторов и анализ цепочек причина – следствие;2. Разработка сценария нормальной эволюции, а также наборов аварийных сценариев развития;3. Учет неопределенностей.
Разработка математических моделей процессов	<ol style="list-style-type: none">1. Совместный расчет фильтрации, массо- и теплопереноса, химических реакций, радиоактивного распада с тепловыделением.2. Учет при моделировании плотностных различия жидкостей, динамической сорбция, пространственной неоднородности свойств среды, поверхностной гидрологии, различных гидрологических и инфильтрационных режимов.
Параметризация моделей для конкретных объектов 	<ol style="list-style-type: none">1. Программы детального экспериментального исследования свойств геологической среды и вод;2. Математические методы построения структурной геологической модели расчетной области;3. Научно-обоснованные подходы калибрации фильтрационных и миграционных параметров с возможностью учета неопределенностей.
Практические реализации 	<ol style="list-style-type: none">1. Программный комплекс ГЕОПОЛИС для проведения прогнозного и эпигнозного численного моделирования распространения радионуклидов на полигоне «Северный» Железногорского филиала ФГУП «НО РАО»;2. Программный комплекс для моделирования миграции радионуклидов GeRa.

Возможности открытого топливного цикла

Россия:



Установленные мощности АЭС

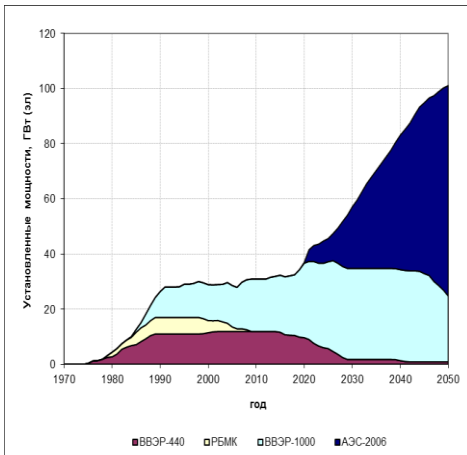


Годовое потребление природного урана

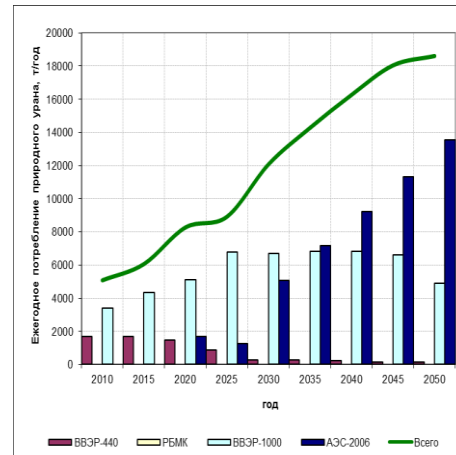
Российская сырьевая урановая база (с учётом прогнозных и предполагаемых ресурсов) составляет около 1–1,2 млн. тонн урана.

Интегральное потребление природного урана при развитии ядерной энергетики России до 2050 г. (тыс. тонн)

Зарубежные АЭС:



Установленные мощности АЭС

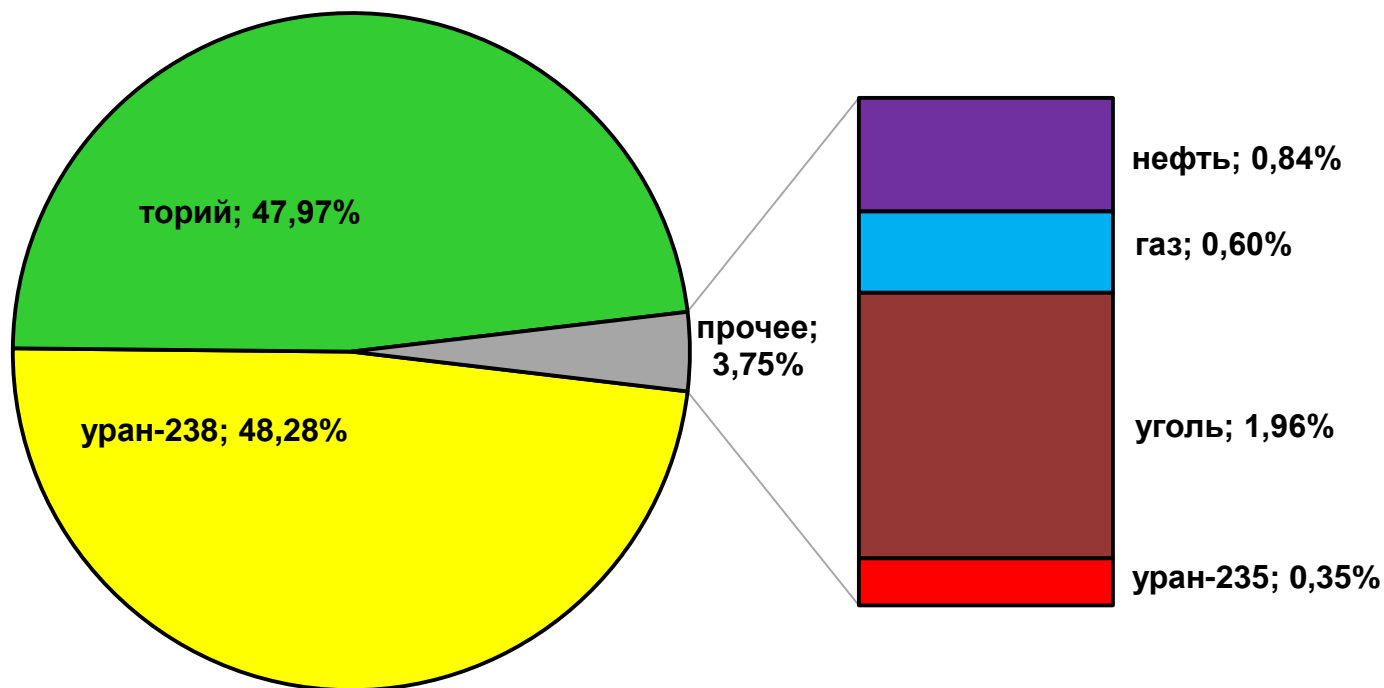


Годовое потребление природного урана

Сценарий	«Низкий» 100 ГВт	«Умеренный» 200 ГВт	«Высокий» 300 ГВт
Потребление природного урана:			
- Россия	400	530	660
- Зарубежные АЭС	490	630	790

Область уверенного применения (с учётом зарубежных поставок) ограничивается суммарной мощностью АЭС 150–200 ГВт.

Мировое распределение энергетических ресурсов, %



Исходные предположения:

согласно оценкам «Красной книги» предполагается, что мировые ресурсы тория составляют 7 млн. т

Мировые энергетические ресурсы, млрд. т.н.э.

нефть	газ	уголь	уран-235	уран-238	торий	итого
236	169	552	98	13577	13489	28121

Развернуты исследования перспективных быстрых реакторов и замкнутого топливного цикла в рамках Федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года».



Направление: Инновационные реакторные установки Реактор на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем

Главные достижения 2014 года:

- Выпущен технический проект реакторной установки на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300.
- Изготовлен и прошёл виброиспытания макет ТВС.
- Поставлены на производство теплообменные трубки парогенератора.
- Экспериментально обоснована невозможность перерастания одиночного разрыва трубок парогенератора во множественный.
- Экспериментально определены энергетические характеристики модели проточной части ГЦНА на установке со свинцовым теплоносителем.

Технологический эффект (по результатам технического проекта):

- Исключение потери теплоносителя с оголением активной зоны и разрывом контура циркуляции
Запас реактивности менее $\beta_{эф}$ в диапазоне мощности 30-100%: 0,45.
- Вероятность повреждения активной зоны (разгерметизации твэла) при авариях, включая наложение множественных отказов: не более 10^{-8} .

Разработчик: АО «НИКИЭТ».

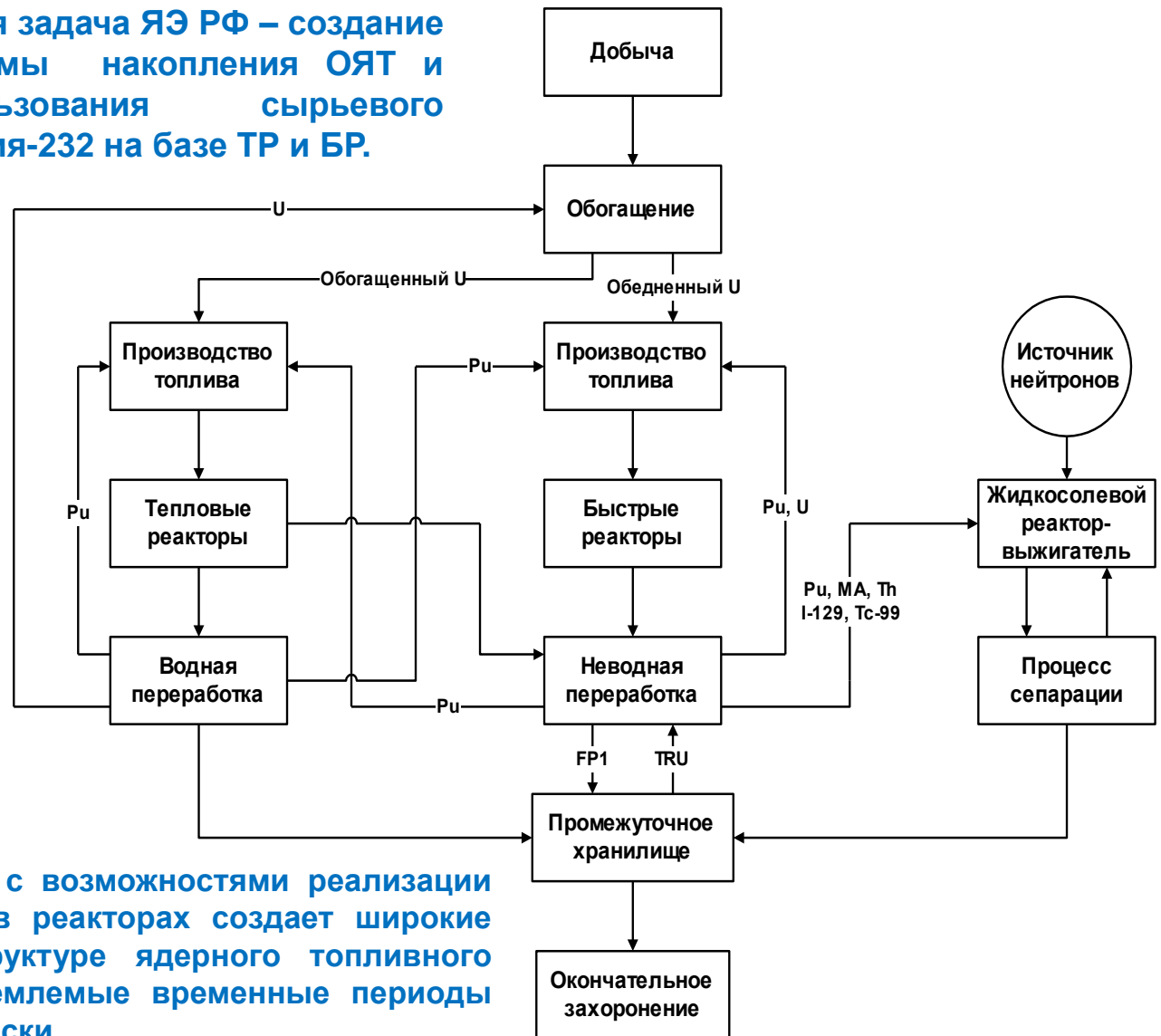
Заказчик: Госкорпорация «Росатом»

- Удельные капиталовложения 133 тыс. руб./кВт, что удовлетворяет критериям конкурентоспособности ЯЭ при масштабировании.
- Полное воспроизводство топлива в активной зоне.



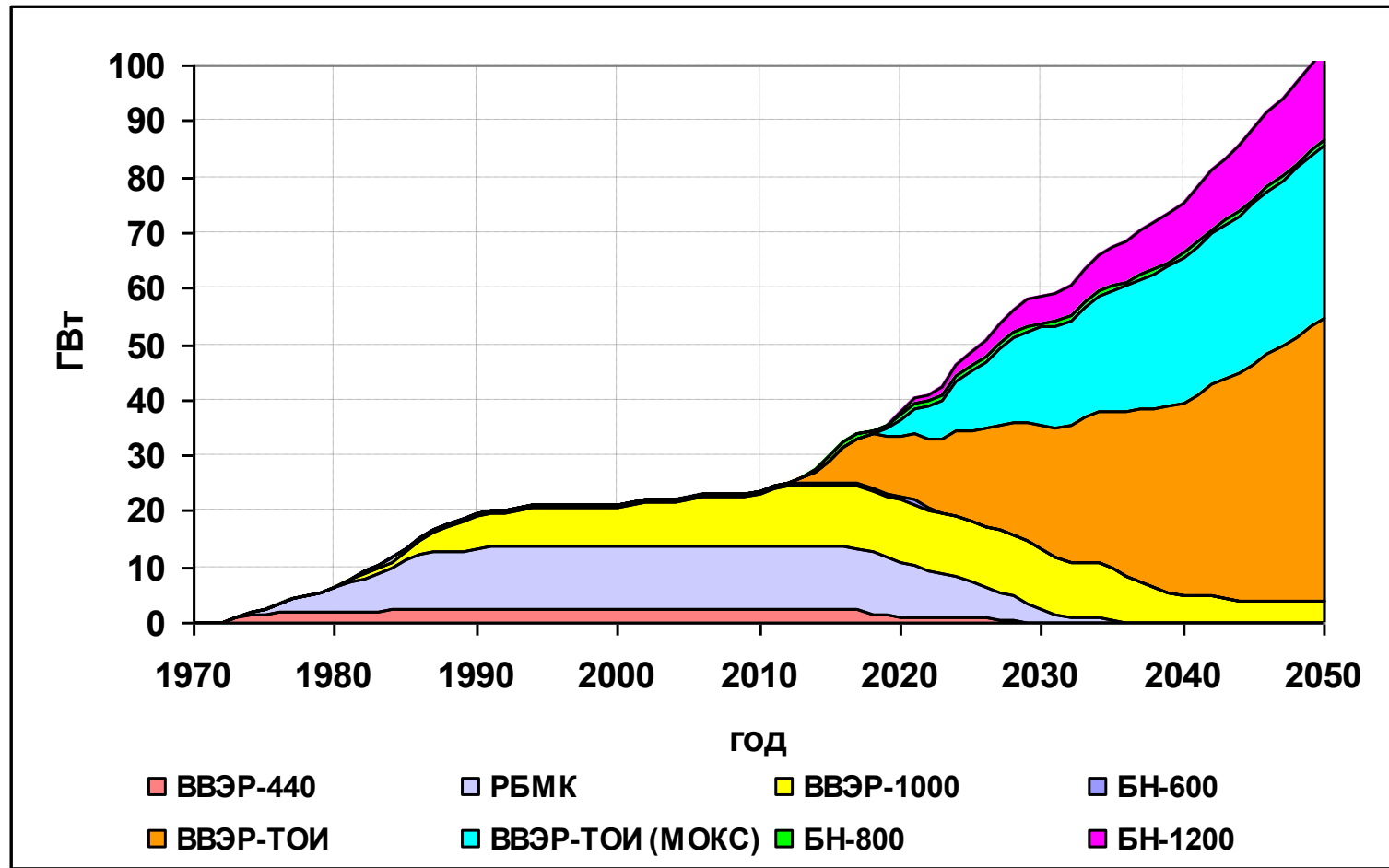
Многокомпонентная система ядерной энергетики с замкнутым топливным циклом для всех актинидов

Центральная стратегическая задача ЯЭ РФ – создание ЗТЦ для решения проблемы накопления ОЯТ и максимального использования сырьевого потенциала урана-238 и тория-232 на базе ТР и БР.



Многокомпонентность наряду с возможностями реализации различных топливных схем в реакторах создает широкие возможности маневра в структуре ядерного топливного цикла, которые могут в приемлемые временные периоды компенсировать возможные риски.

Возможная структура атомной энергетики

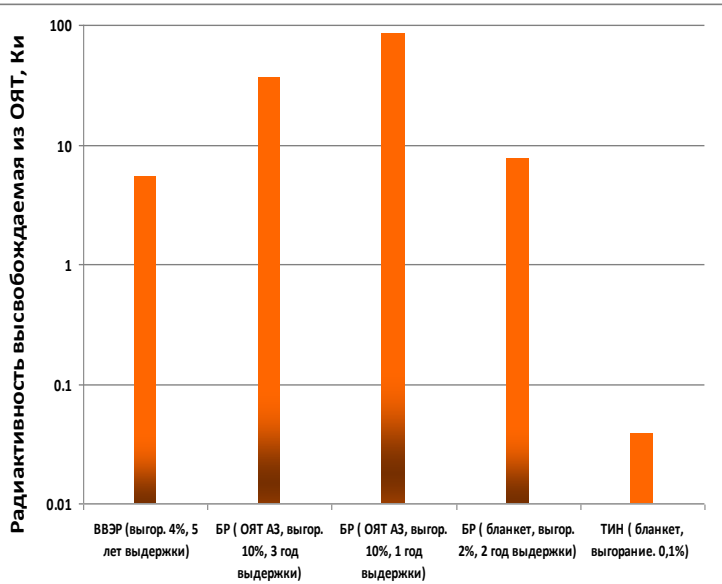


НИЦ «Курчатовский институт», опираясь на исторический опыт и развивающий в рамках единого центра фундаментальные и прикладные исследования в сфере энергетики, наносистем и современных материалов, предлагает свой взгляд на стратегию ядерно-энергетического развития России на период до 2050 года и далее.

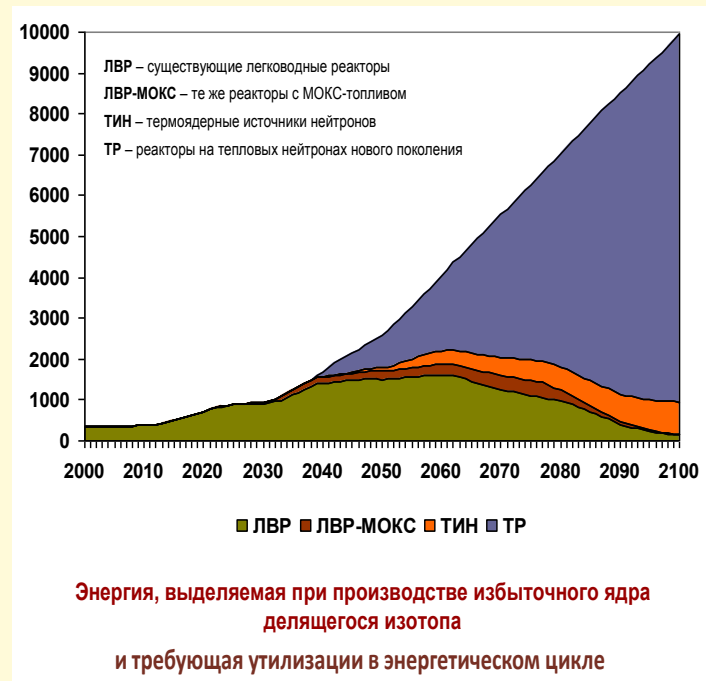
Термоядерный источник нейтронов (ТИН)

Термоядерные установки являются мощными источниками нейтронов, имеются значительные перспективы их использования для улучшения нейтронного баланса ядерной энергетики деления. Такой источник нейтронов может с хорошим темпом превращать сырьевые нуклиды урана-238 и тория-232 в ядерное горючее.

На 1 ГВт(э)*год в ТИН
нарабатывается ~ 2 т урана-233



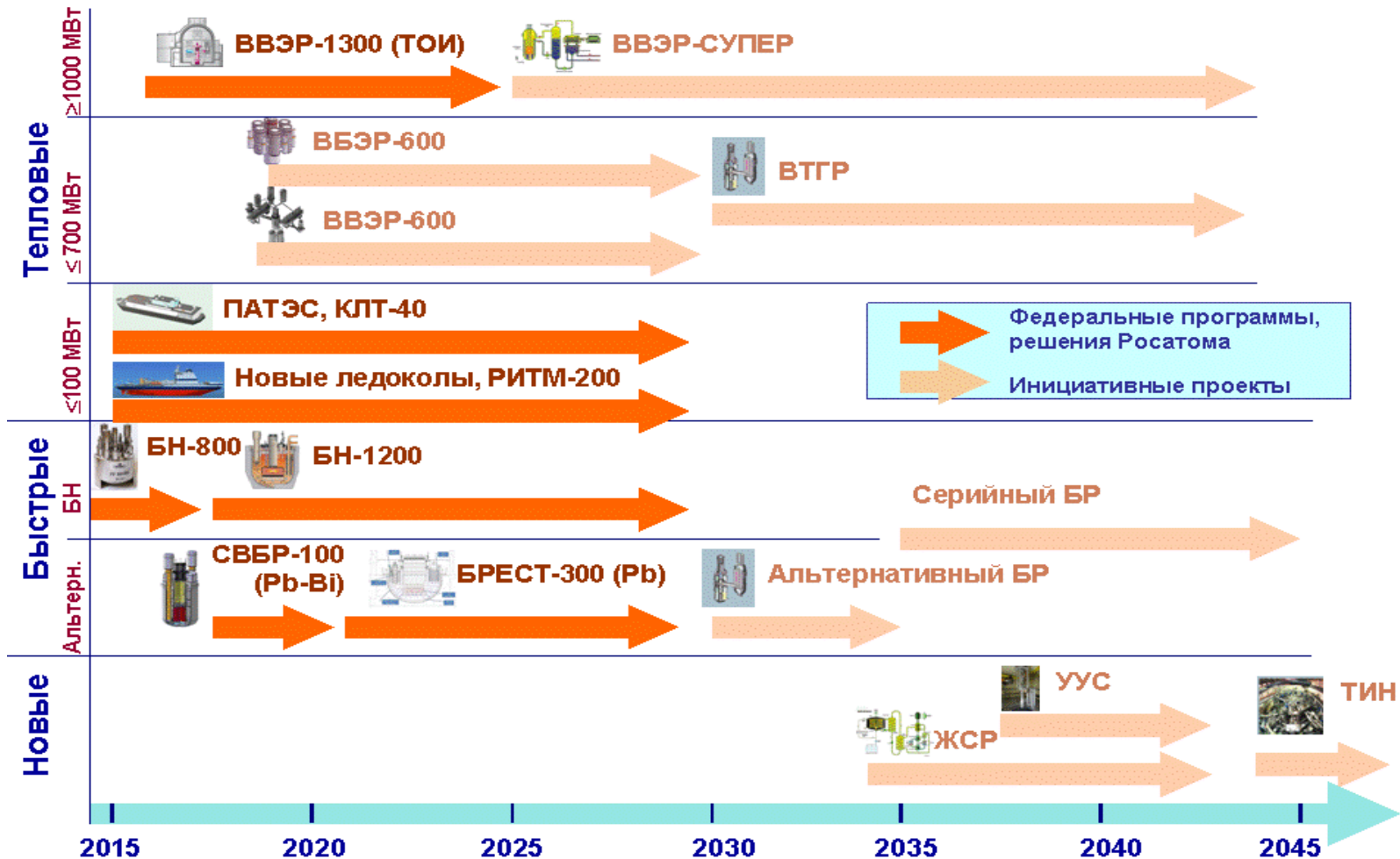
Радиоактивность, высвобождаемая при химической переработке, при получении одного грамма делящегося изотопа



	Быстрый реактор	ADS-протон с энергией 1 ГэВ		Термоядерный синтез, D-T-реакция		Термоядерный синтез, D-D-реакция	
		Pu-239	U-233	Pu-239	U-233	Pu-239	U-233
Количество энергии, МэВ	>500	120	70	45	25	28	14

Мировая ядерная энергетика с термоядерным источником нейтронов

Дорожная карта российских ядерных технологий: реакторы



- ПАТЭС – Плавучая атомная электростанция
- ЖСР – Жидкосолевой реактор
- УУС – Ускорительно-управляемая система
- ТИН – Термоядерный источник нейтронов
- СВБР – Быстрый реактор со свинцово-висмутовым теплоносителем
- БРЕСТ – Быстрый реактор со свинцовым теплоносителем

Транспортно-энергетический модуль (ТЭМ) на основе ядерной энергодвигательной установки мегаваттного класса в части реакторной установки



Направление:
Инновационные реакторные установки

Главные достижения 2014 года:

- Завершен технический проект реакторной установки газовой космической (РУГК).
- Изготовлена опытная партия топлива для комплектации активной зоны опытного образца реакторной установки.

Технологический эффект (по результатам технического проекта):

- Повышенный (до уровня 25%) КПД космической ЯЭДУ.
- Высокая абсолютная мощность космической ЯЭДУ.
- Длительный срок автоматической работы ТЭМ с космической ЯЭДУ на орбите (до 100 000 часов).
- Обеспечение ядерной безопасности на всех этапах эксплуатации со сроком службы более 12 лет.

Разработчик: АО «НИКИЭТ»

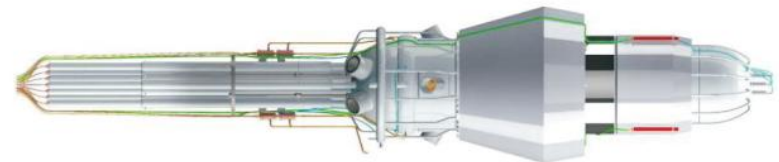
Научный руководитель: НИЦ «Курчатовский институт»

Заказчик: Роскосмос

Сроки выполнения: 2010—2018 гг.

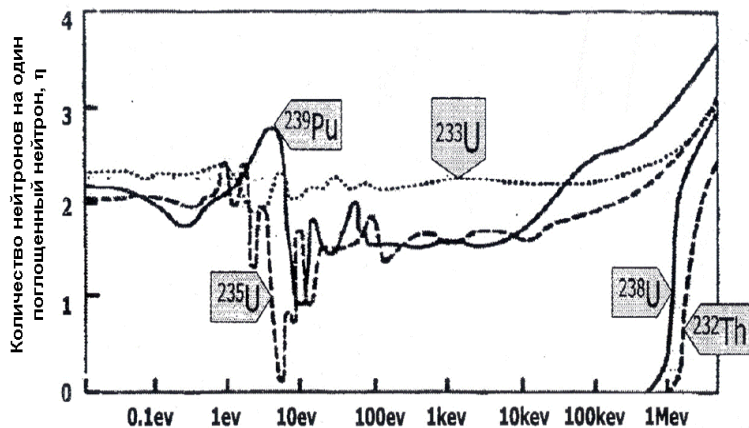
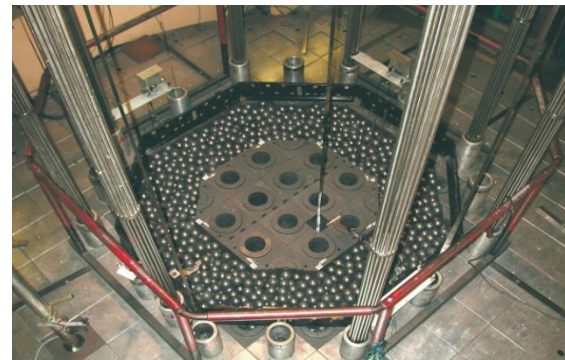
Ожидаемый экономический эффект заказчика после выхода в космос (после 2018 года):

- Размещение заказа на изготовление РУГК на предприятиях Госкорпорации «Росатом».
- Снижение стоимости выведения на высокоэнергетические орбиты, включая окололунные, в 2 раза по сравнению с традиционными средствами.
- Выведение на основе жидкостных ракетных двигателей.
- Предполагаемый доход от продаж на международном рынке транспортных космических услуг с одного буксира может составить до 4 млрд. долларов в течение пяти лет.



Новые направления

ВТГР – ядерный энергоисточник, удовлетворяющий потребности промышленных предприятий в высоко- и среднетемпературном теплоснабжении технологических процессов, а также потребности региональной электроэнергетики и коммунального теплоснабжения.



Вовлечение тория в ядерную энергетику приобретает актуальность в случае возникновения дефицита ресурсов урана при реализуемых масштабах развития (выход нейтронов для U-233 (на один поглощенный) на 10% выше, чем для U-235 и Pu-239 в тепловом спектре).

Жидкосолевые реакторы допускают коррекцию состава ядерного топлива без остановки реактора и исключение накопления продуктов деления в активной зоне (пережигание долгоживущих РАО, новые технологии переработки ОЯТ, бланкет термоядерного источника нейтронов с восстановительной экстракцией протактиния).



Перспективы радиационных технологий

Радиоизотопы дают значительный вклад в повышение эффективности многих отраслей экономики, включая медицину, производство продуктов, контроль целостности конструкций, исследования, технологические процессы в промышленности.



В НИЦ «Курчатовский институт» отработана технология получения медицинских изотопов в растворных реакторах типа «Аргус».

Направление: Реакторные изотопы

Технологический эффект (промежуточный):

- Создана технология по выпуску новой изотопной продукции.
- В 2014 г. создана технология по производству Sr-89 (из Sr-88).

Ожидаемый экономический эффект :

- Годовой объем выручки до 120 млн. рублей в год.



Разработчик: АО «ГНЦ НИИАР»

Заказчик: АО «Наука и инновации»

Сроки выполнения: 2013—2015 гг.

Закрытые микроисточники (МИ) для брахитерапии онкологических заболеваний



Направление: Ядерная медицина

Главные достижения 2014 года:

- Завершен технический проект реакторной установки газовой космической (РУГК).
- Изготовлена опытная партия топлива для комплектации активной зоны опытного образца реакторной установки.

Технологический эффект (по результатам технического проекта):

- Система автоматической сортировки МИ по активности.
- Система автоматического очехловывания МИ в стренды.
- При проведении брахитерапии не нужно использовать активные палаты.

Разработчик: АО «ГНЦ РФ - ФЭИ»

Заказчик: АО «Наука и инновации»

Сроки выполнения: 2014—2015 гг.

Ожидаемый экономический эффект заказчика после выхода в космос (после 2018 года):

- Выручка при выходе на проектную мощность в 2016 году 75 млн. рублей/год в ценах 2015 года.
- На 2015 год запланировано окончание клинических испытаний и получение всех разрешающих документов на МИ.





СПАСИБО ЗА ВНИМАНИЕ!