

«Нейтроника-2024» Обнинск, 28 – 31 мая 2024



Некоторые особенности ADS и предложение по исследовательскому стенду на основе линейного ускорителя ИЯИ РАН

С.Ф. Сидоркин, Э.А. Коптелов, Л.В. Кравчук, А.В. Феценко

ФГБУН ИЯИ РАН, Москва, Троицк

А.Д. Рогов

ОИЯИ, Дубна



Outline

Possible place ADS in nuclear power

ADS in compared with fast and hybrid fusion reactors

Linac and experimental complex

Pulse neutron sources and its infrastructure

The ADS proposal

Motivation

General features

Results of modeling and technical study

— К глобальным проблемам современной ядерной энергетики относятся: накопление радиоактивных долгоживущих продуктов ядерных реакций, прежде всего минорных актинидов - МА, их переработка и утилизация, потенциальный риск возникновения аварий, в том числе связанных с потерей управления цепной ядерной реакции, замыкание ядерного топливного цикла, развитие ядерной энергетики на основе уран - ториевого цикла ($^{232}\text{Th}+n\rightarrow^{233}\text{U}$).

— Существуют и рассматриваются несколько направлений для решения этих проблем с использованием:

- реакторов на быстрых нейтронах - БР,

- гибридных термоядерных реакторов,

- ускорительно – управляемых систем (ADS)

ADS и реакторы на быстрых нейтронах

Количество МА в ядерной энергетике, построенной на БР, в лучшем случае выводится на *равновесный уровень* и не обеспечивается их полное уничтожение.

Для эффективного выгорания МА, их количество в топливе должно превышать равновесный состав. Если концентрация МА в реакторе меньше равновесного уровня, то они будут накапливаться в топливной композиции.

Повышение концентрации Pu и МА в топливе свыше ~5 - 10% (что ниже равновесного уровня) резко снижает безопасность реакторов. *Для энергетических ядерных реакторов использование смешанного U-Pu топлива с концентрациями МА, близкой к равновесной практически невозможно. Для разрабатываемого БР БРЕСТ-300, в котором предполагается использование смешанного нитридного U-Pu топлива, общий массовый процент изотопов плутония в топливе составляет (13.2 – 13.4) %.*

В противоположность этому в некоторых схемах ADS, например, трансмутация МА в прямом протонном пучке или в blankets с ограниченным умножением, где используются только МА, их количество может быть снижено практически до нуля.

Экономические и политические аспекты использования быстрых реакторов

Более высокая стоимость в сравнении с ВВЭР,

Объем рынка для таких реакторов в России ограничен,

Экспорт БР практически невозможен из-за политики нераспространения ядерного оружия.

К настоящему времени в России отработана только технология БР с натриевым теплоносителем. По ним создан технический регламент. Создание других типов БР потребуют длительных исследований и промышленных экспериментов.

Каким будет окончательный выбор типа быстрого реактора для ядерной энергетики сейчас трудно предсказать.



ADS не имеют каких-либо не решенных принципиальных физических проблем, таких как управляемая термоядерная реакция, где исследования с переменным успехом продолжаются уже свыше 60 лет.

Высокая сложность гибридного термоядерного реактора, практически в одном месте сконцентрированы высокоточные магнитные системы удержания плазмы, высокие температуры и сверхпроводимость, вакуумные системы и системы охлаждения, разноплановые системы по D, T, Li, делящимся изотопам, а в ряде случаев ускорительные структуры для инъекции тяжелых ионов.

Аномально высокая концентрация ^{232}U в топливе U-Th цикла из-за жесткого спектра, и, соответственно, увеличения сечения реакций ($n,2n$; $n,3n$) с ростом энергии нейтронов (на порядок выше в сравнении с БР). Это существенно осложнит и удорожает процесс обращения с топливом за счет высокой энергии γ – квантов, испускаемых продуктами распада ^{232}U , и увеличения плотности остаточного тепловыделения из-за сравнительно короткого периода полураспада ^{232}U .

В топливе U-Pu цикла будет более высокая концентрация ^{238}Pu , который обеспечивает высокую плотность тепловыделения в ОЯТ.

Мишенно – бланкетный комплекс ADS базируется на отработанных реакторных технологиях и технологиях интенсивных источников нейтронов спаллашен типа, не имеет каких-либо принципиальных ограничений.



ADS установки обладают следующими преимуществами:

- Работа в глубоко подкритическом режиме, что кардинально снижает риск возникновения ядерной аварии.
- Возможности использования делящихся материалов с низкой эффективной долей запаздывающих нейтронов (^{239}Pu , ^{233}U , ^{237}Np , МА).
- Возможность создавать бланкеты с на основе МА, при условии, что система в любой ситуации, в том числе и при максимальной проектной аварии, будет находиться в подкритическом состоянии. *Увеличивается запас времени на срабатывание органов аварийной защиты и регулирования, в сочетании с практически мгновенным сбросом пучка протонов по сигналу срабатывания АЗ, это гарантирует останов системы в подкритическом состоянии даже при положительных эффектах реактивности.*
- *Возможность расширенного воспроизводства ядерного топлива для АЭС при сжигании МА с одновременным производством электроэнергии.*

Основные вопросы о целесообразности ADS относятся к экономике.

Основные преимущества ADS

Для U-Th цикла, первоначальные наработка и накопление ^{233}U могут быть осуществлены в ADS (без привлечения реакторов), с использованием только ОЯТ – МА,

Для U-Pu цикла, где в основном используются тепловые реакторы типа ВВЭР, ADS может повысить коэффициент использования ^{238}U за счет конвертации его в ^{239}Pu в бланкетах с одновременным выжиганием МА из ОЯТ (без дополнительного привлечения ядерного топлива, как это имеет место в БР).

ADS с жидко-солевым бланкетом

- Могут иметь значительно меньший объем активной зоны в сравнении с ЖСР и, соответственно, объем мероприятий для локализации возможных аварийных ситуаций.
- Способны поддерживать постоянный уровень мощности бланкета в условиях изменения изотопного состава бланкета и, соответственно, коэффициента умножения за счет изменения интенсивности протонного пучка.

Основная проблема ADS и возможные пути решения

Перечисленные факторы способны повысить конкурентность ADS и частично нивелируют **один из главных недостатков**.

Высокая стоимость первичных нейтронов, обусловленная необходимостью иметь ускоритель с мощным пучком (*несколько MBm*) и **большими затратами электроэнергии на собственные нужды** потребляемой ускорительными комплексами (*десятки MBm*).

Для дополнительной компенсации этого недостатка можно рассматривать **сочетание ГЭС** (hydro power plant – **HPP**), как *эффективного накопителя, конденсатора и преобразователя солнечной энергии в электрическую практически с нулевой топливной составляющей в структуре цены электроэнергии, способностью быстро изменять мощность (от нуля до полной — от 30 секунд до 2 минут) и ADS*, как промежуточного умножителя этой солнечной энергии, т.е. производителя делящихся материалов для АЭС, собственной выработки электроэнергии с использованием только ОЯТ.



ADS как безопасный «зеленый» умножитель солнечной энергии.

В гибридной связке **HPP+ADS** эффективность ускорителя и высокие затраты на собственные нужды не будут играть решающей роли. Эти затраты могут быть перекрыты стоимостью произведенных делящихся материалов для атомной энергетики, частичной утилизацией МА и другими упомянутыми факторами с использованием изначально более дешевой потребляемой электроэнергии.

*ADS можно рассматривать как безопасный «зеленой»
умножитель и преобразователь солнечной энергии,
работающей только на топливе, выделенном из ОЯТ.*

Во ряде зарубежных странах использование ADS для трансмутации долгоживущих МА и продуктов деления с попутным производством энергии, и производством делящихся материалов для АЭС считается приоритетным.

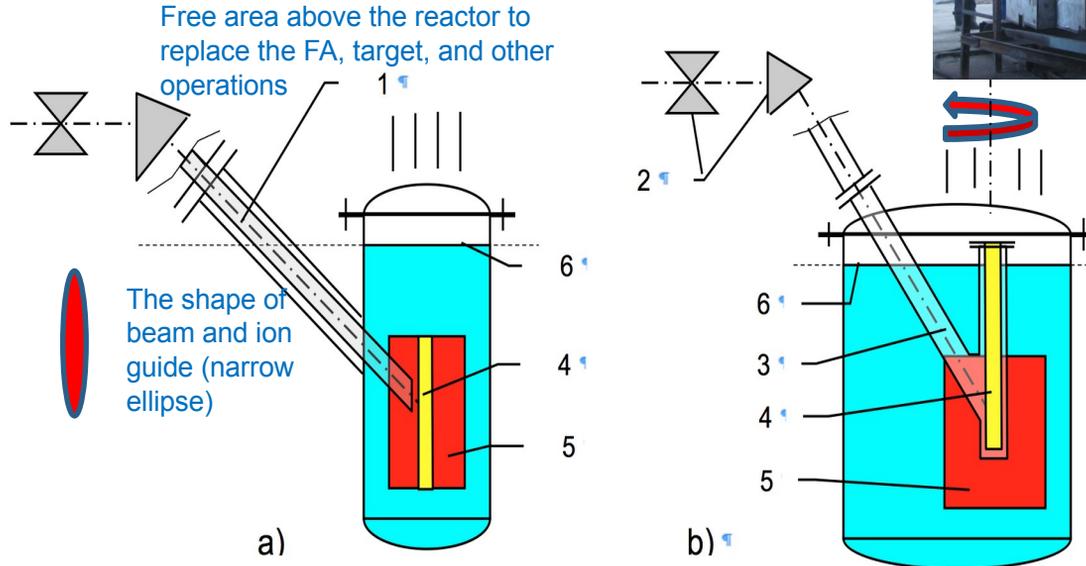
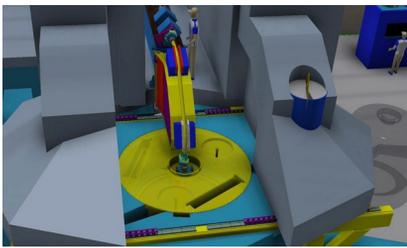
Инженерно-технические вопросы и возможные пути решения.

К инженерно-техническим проблемам ADS можно отнести ввод мощного протонного пучка и создание долгоживущих мишеней с высоким выходом нейтронов.

Возможные пути решения:

- Создание нескольких мишеней станций с соответствующем дроблением пучка и его разводкой,
- Увеличение площади поперечного сечения пучка перед вводом в мишень с целью снижения радиационной нагрузки на первую стенку мишени, поскольку в ADS, в отличие от нейтронных источников на основе высокоточных протонных пучков, нет столь острой необходимости в концентрированном пучке,
- Создание вращающихся мишеней с целью дальнейшего снижения радиационной нагрузки на первую стенку мишени и мишень в целом и, соответственно, увеличения срока службы мишени до ~ 5 лет.

**Possible solutions -
Increasing the cross
sectional area of the beam
and the rotation of target
around its axis**



Schematic of the input of a proton beam diagonally (sideways from above): (a) with separate cooling window on the removable portion of the ion guide; (b) with placement of target module inside vacuum chamber that is connected with the proton guide.

(1) Removable part of proton guide; (2) vacuum shut-off gate and beam-bending magnet; (3) vacuum chamber; (4) target module; (5) blanket; (6) water level in body after breakdown of window or target module



Некоторые количественные оценки ADS

На примере протонного ускорителя с мощностью пучка $P_B \sim 1 \text{ МВт}$ и с энергией протонов $E_p \sim 1 \text{ ГэВ}$. В дальнейшем это позволит легко пересчитать результаты на любые другие параметры протонного пучка.

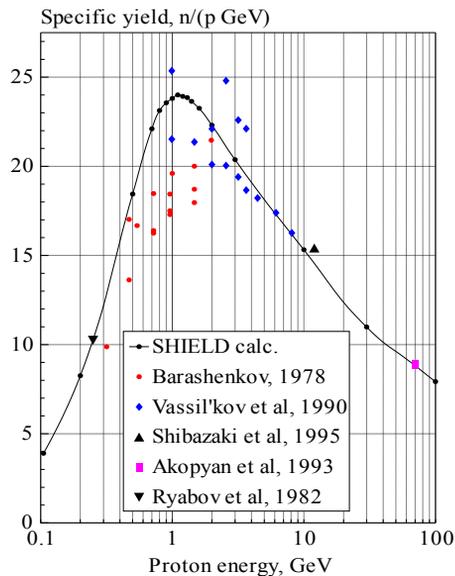
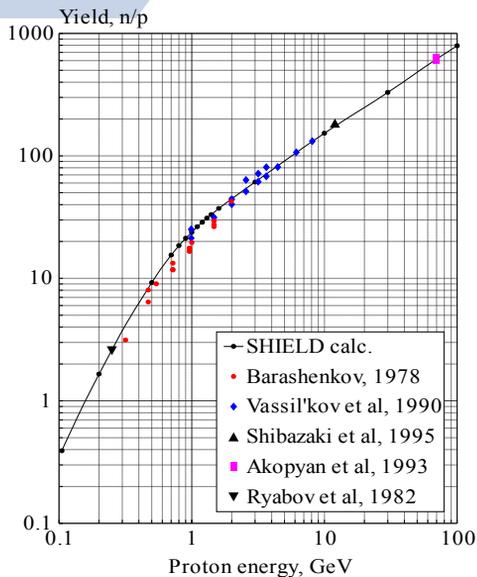
| | |
|--|------------|
| Энергия протонов - E_p , ГэВ | 1.0 |
| Средний ток – I , мА | 1.0 |
| Мощность пучка – P_p , МВт | 1.0 |
| Число первичных нейтронов источника на один протон (выход нейтронов) – Y , н/р | ~ 24 |
| Эффективность внешнего источника нейтронов – ω | ~ 1.2 |

Выход нейтронов. Для протяженных W, Hg, Pb мишеней - $Y \approx 18 - 20$ н/р.

Для мишени на основе природного *металлического* урана **выход в два раза выше** за счет деления ядер урана в каскадно – испарительном процессе

В сравнении с источниками нейтронов на основе сильноточных ускорителей, **выход нейтронов в ADS несколько выше при прочих равных условиях, за счет продолжения развития каскадно-испарительного процесса в бланкете (за пределами мишени) и, соответственно, появления дополнительных нейтронов источника**

$E_p \sim 1 \text{ ГэВ}$ близка к оптимальной $\sim 1.3 \text{ ГэВ}$ (SNS – USA, проекты ADS)



Выход нейтронов под действием пучка протонов из свинцовой мишени при энергиях 0.1 ÷ 100 ГэВ

Оптимальная энергия обусловлена конкуренцией следующих процессов:

Убывающих $\sim 1/E$, а по достижении минимума медленно растущих $\sim \ln(E)$ - ионизационных потерь;

Увеличение оттока энергии в электронно-фотонный каскад (прежде всего за счет интенсивного рождения и распада нейтральных пионов - π^0) в районе 600 -1000 МэВ;

Возрастание средней энергии вторичного излучения покидающего мишень ограниченных размеров

Эти факторы обусловили появление пологого оптимума - максимального выхода нейтронов на единицу затраченной энергии, или минимальных удельных затрат энергии на один произведенный нейтрон



Возможные параметры ADS в зависимости от коэффициента умножения

| Коэффициент умножения – M (k_{eff}) | 5 (0.8) | 10 (0.90) | 20 (0.95) | 50 (0.98) |
|--|--------------|--------------|---------------|--------------|
| Скорость выгорания МА, кг/год - При использовании комплексом: 50% и 75% годового времени | 2.29 3.43 | 4.58 6.86 | 9.15 13.73 | 22.9 34.3 |
| Скорость образования делящихся изотопов в зоне воспроизводства при коэффициенте воспроизводства - $KB \sim 1.3$, кг/год | 2.98 4.46 | 5.95 8.92 | 11.9 17.84 | 29.8 44.6 |
| Средняя тепловая мощность ADS, МВт | 9.71 | 18.42 | 35.84 | 88.1 |
| Возможная электрическая мощность, вырабатываемая ADS при к.п.д. $\sim 35\%$, МВт | 3.4 | 6.5 | 12.5 | 30.8 |

| Нуклиды | Масса урана и трансуранов |
|-------------------------------|------------------------------|
| U-235, 236, 238 | 21789.1 |
| Np-237 | 14.26 |
| Pu-238, 239, 240, 241, 242 | 205.86 |
| Am-241, 242, 242m, 243 | <u>28.245</u> |
| Cm-242, 243, 244, 245, 246 | <u>0.237</u> |
| Сумма трансуранов | 248.6 |

В предположении, что ADS потребляет $\sim 20 \div 25$ МВт эл. энергии, при M 20 энергетический баланс может быть положительным с учетом электроэнергии произведенной на ADS и потенциальной энергии деления в наработанных делящихся изотопах.

Масса урана и трансуранов, содержащихся в 23 т ОЯТ, ежегодно выгружаемых из 1-го блока ВВЭР – 1000, кг/год (годовая производительность).

Для выжигания изотопов Am и Cm от ~ 10 блоков ВВЭР-1000 (~ 290 кг/год) необходима ADS с мощностью пучка ~ 10 МВт.

Это одно из основных препятствий на пути реализации ADS - слишком высокие требования к мощности ускорителя и мишени.

Для снижения мощности протонного пучка и увеличения количества трансмутируемых МА необходим высокий коэффициент умножения ($M \geq 100$), который имеет свои ограничения и должен быть как можно ниже ($M \sim 20 \div 50$), особенно при использовании пороговых делящихся изотопов, из-за необходимости иметь резерв для компенсации рисков, связанных с возможными аварийными ситуациями и повышением уровня безопасности.

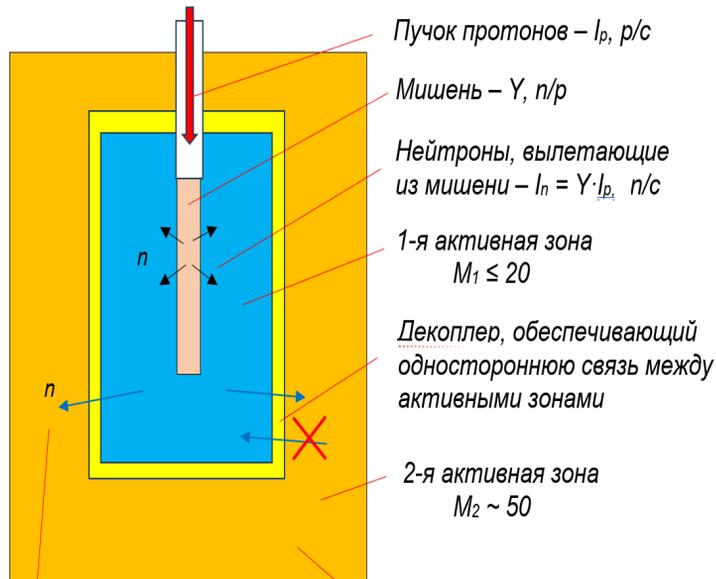
Возможный выход - многосекционные ADS, построенная по каскадному принципу

Между двумя активными зонами, каждая из которых находится в подкритическом состоянии, существует односторонняя нейтронная связь.

Первая секция является промежуточным усилителем для нейтронов, рожденных в мишени.

В теории, переход к варианту ADS каскадного типа, предоставляет возможность 10-кратного повышения эффективности blankets или снижения мощности пучка.

Для реальных энергетических ADS мощность пучка, вероятно, может быть снижена в **~ 4 раза** при том, что каждая секция будет находится в глубоко подкритическом состоянии. Для трансмутации 300 кг МА в год потребуется ускоритель с $P_p \sim 2.5$ МВт.



Пучок протонов – $I_p, p/c$

Мишень – $Y, n/p$

Нейтроны, вылетающие из мишени – $I_n = Y \cdot I_p, n/c$

1-я активная зона
 $M_1 \leq 20$

Декоплер, обеспечивающий одностороннюю связь между активными зонами

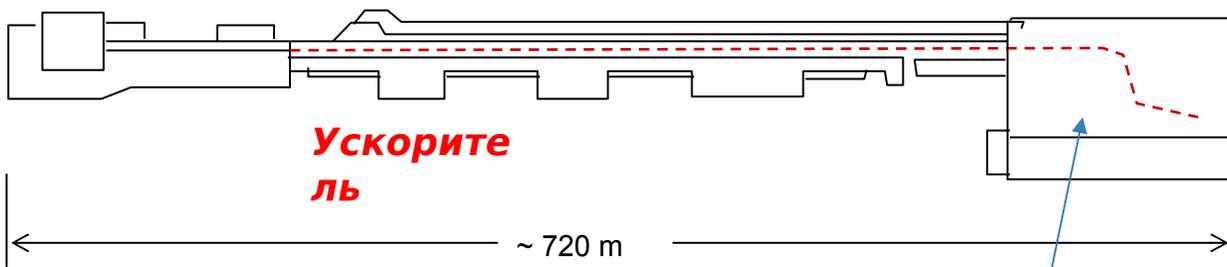
2-я активная зона
 $M_2 \sim 50$

Нейтроны, вылетающие из 1-й активной зоны во вторую
- $I_{n12} \sim (\eta_1 - 1 - \alpha_1) M_1 Y \cdot I_p, n/c$

Количество делений ядер во 2-й активной зоне –
 $I_{r2} \sim [(\eta_1 - 1 - \alpha_1) / v_2] \cdot M_1 M_2 Y \cdot I_p, \text{ дел/с}$

Общая инфраструктура

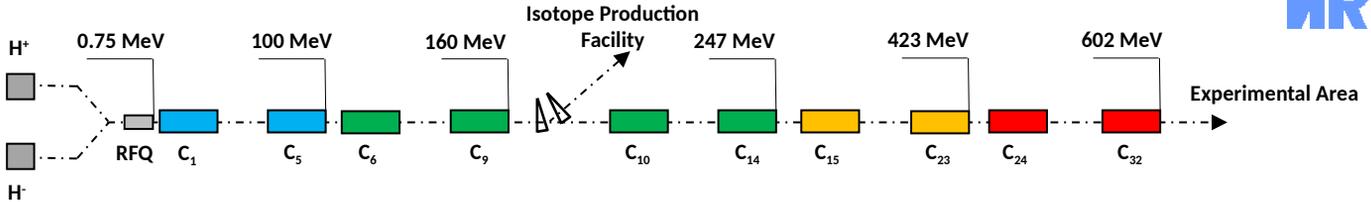
Сильноточный ускоритель, экспериментальный комплекс, входящий в его состав нейтронный комплекс образуют единую систему



**Экспериментал
ьный комплекс**



Linear Accelerator



Low energy part of accelerator
5 Drift Tube Tanks
Frequency – 198.2 MHz
Output energy- 100 MeV



High energy part of accelerator
27 four-section Disk and Washer cavities
Frequency 991 MHz
Output energy- 600 MeV

Основные параметры ускорителя

| Основные параметры ускорителя | Проект | Максимальные достигнутые параметры | Параметры Апрель, 2020 |
|-------------------------------|-------------------|------------------------------------|------------------------|
| Ионы | p, H ⁻ | p | p |
| Энергия, MeV | 600 | 502 | 260 |
| Импульсный ток, mA | 50 | 22 | 16 |
| Частота импульсов, Hz | 100 | 50 - 100 | 50 |
| Длительность импульса, μs | 1 - 100 | 0.5 - 200 | 0.3÷200 |
| Средний ток, μA | 500 | 180 | 150 |

Существуют несколько задач, направленных на поддержание и развитие ускорителя:

- Увеличение частоты повторения импульсов до проектной величины 100 Гц, что позволит удвоить интенсивность ускоряемого пучка;
- Увеличение энергии пучка *по мере поступления клистронов* до 500 МэВ.

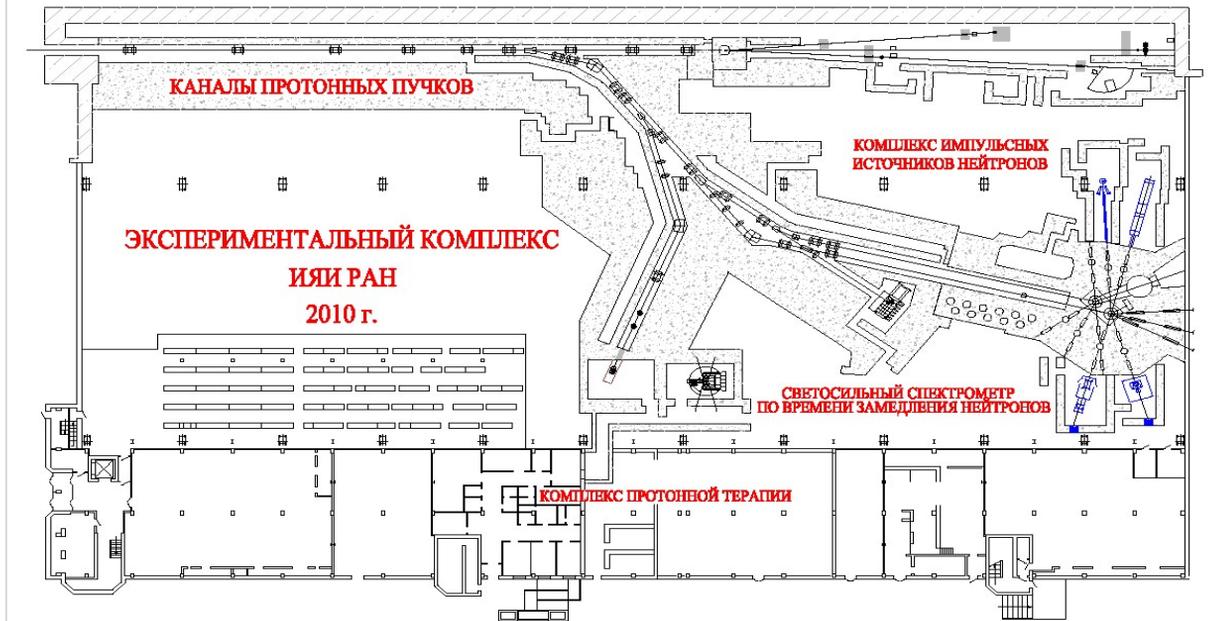
Экспериментальный комплекс

Здание экспериментального комплекса имеет размеры 130×60 м. По всей площади здания имеется фундамент толщиной 2.5 м, обеспечивающий геодезическую стабильность оборудования и защиту грунта и грунтовых вод от активации.

Подобное основание позволяет изменять конфигурацию ионопроводов и радиационной защиты вокруг них, прокладывать новые пучки к другим экспериментальным установкам.

Разборная радиационная защита вокруг ионопроводов собирается из блоков особо тяжелого и тяжелого бетона плотностью 3.5 г/см³ и 2.35 г/см³ соответственно. Технологические помещения расположены в пристройке здания.





Расположение объектов экспериментального комплекса - систем проводки пучков, радиационной защиты, нейтронных мишеней, нейтронных спектрометров и инженерных систем

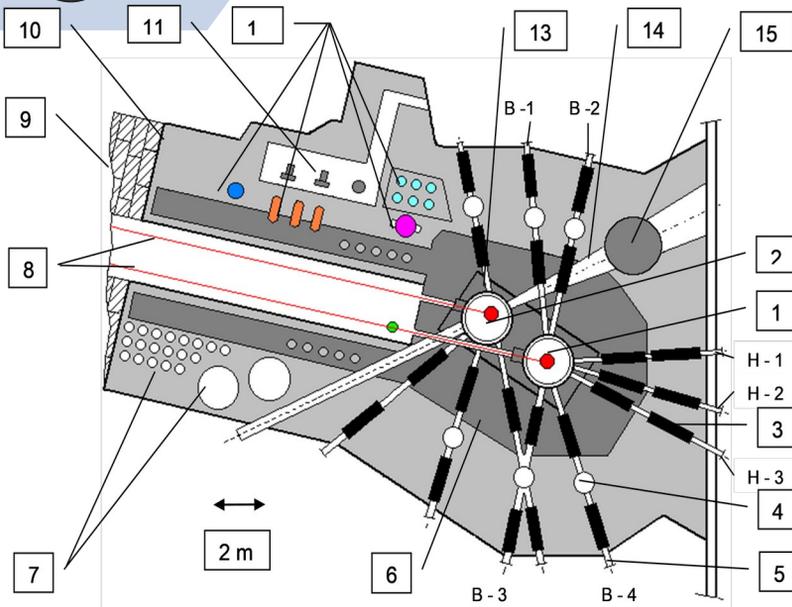


Экспериментальный комплекс оборудован:

- Замкнутыми системами охлаждения магнитных элементов протонных каналов и вторичных пучков заряженных частиц, системами охлаждения вакуумного оборудования и источников питания магнитов и линз.
- Замкнутыми системами охлаждения первого и второго контуров нейтронного источника тепловой защиты и ловушки пучка с максимальным расходом воды ~ 180 м³/час,
- Системой водоподготовки,
- Системой спецвентиляции и системой дозиметрического контроля,
- Системой сбора и хранения радиоактивной воды первого контура,
- Промежуточными хранилищами для выводимых из эксплуатации мишенных модулей и других конструктивных элементов.
- Системами перегрузки радиоактивных мишенных модулей и др. элементов.
- Системой питания линз и магнитов,
- Двумя обычными мостовыми кранами грузоподъемностью до 32 т.

На всей площадке экспериментального комплекса принята горизонтальная разводка пучка, который проходит на высоте 1.5 м от нулевой отметки (пола).

Импульсный источник тепловых нейтронов ИН-06



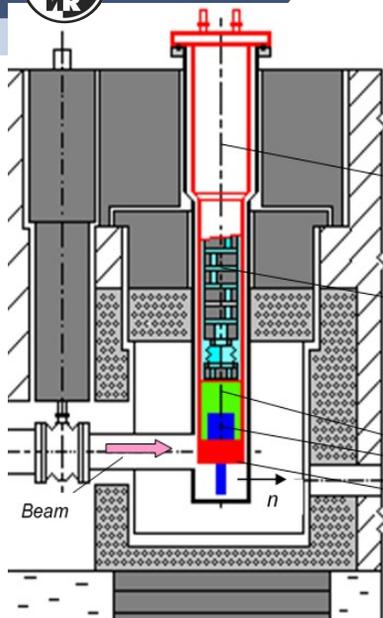
1 - бокс импульсного источника нейтронов, 2 - второй бокс, 3 - шиберы, 4 - вертикальные проходки на нейтронотодах диаметром 0.9 м для установки дополнительного экспериментального оборудования, 5 - нейтронотоды диаметром 0.9 м, 6 - железная защита, 7 - промежуточные хранилища газовых баков и ампул (модулей) нейтронного источника и ловушки пучка, 8 - протонные пучки, 9 - разборная защита, 10 - бетонная защита, 11 - помещение и оборудование специальной вентиляции, 12 - оборудование первого контура охлаждения (насосы, фильтры, теплообменники), 13 - тепловая защита, 14 - широкоапертурный канал, 15 - шибер широкоапертурного канала.

Фото центральной верхней части комплекса источников нейтронов: 1 - бокс импульсного источника нейтронов, 2 - верхняя часть мишенного модуля. 3 - второй бокс, 4 - вертикальные проходки для установки дополнительного экспериментального оборудования, 5 - нейтронотоды - 6 - стальная защита протонных пучков.





INR RAS



General view
of the target
module

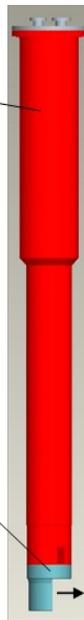
Position of a target
module in the
neutron source

The shielding
plug with ducts
for coolant

The lower part of the
module containing
reflectors,
moderators
target

Beam

n

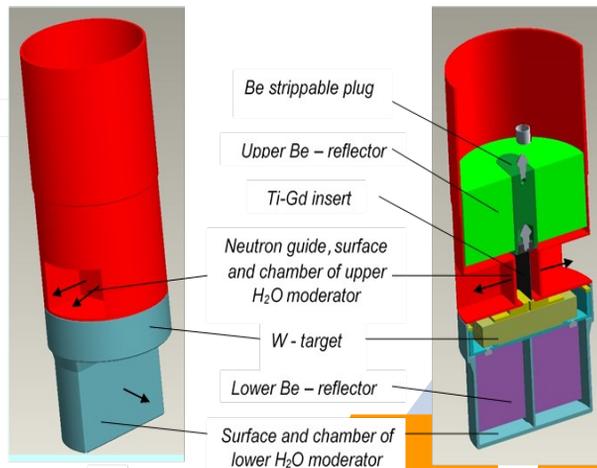


n

Основные элементы ИН-06:

Водоохлаждаемый модуль высотой ~ 4 м, с W – мишенью, замедлителями, Be - отражателями, защитной пробкой с каналами для прохода теплоносителя; Газовый бак с вакуумным коленом, обеспечивающего сопряжение мишени с вакуумной системой ионпровода; Дистанционно-разъемного уплотнения, обеспечивающего разборку всего оборудования центральной части нейтронного источника; Измерительной системы параметров протонного пучка.

Схема нейтронного источника является достаточно гибкой, позволяет использовать ампулы с разными мишенями (на основе вольфрама или природного металлического урана и др.) и модифицированными замедлителями, осуществлять полную замену всего оборудования центральной части и проводить модернизацию источника.



Основания для создания ADS стенда

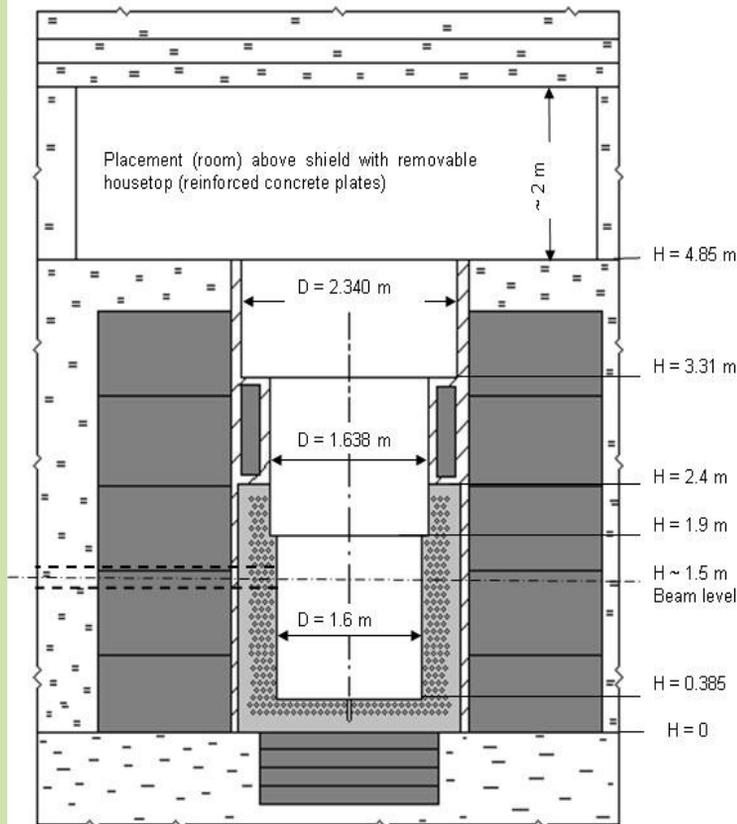
Созданная инфраструктура нейтронного комплекса и действующий ускоритель ИЯИ РАН.

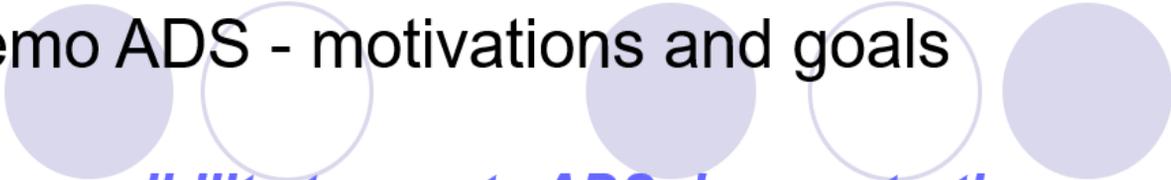
Наличие второго свободного бокса.

Ожидаемая невысокая стоимость проекта и сроков реализации в сравнении с альтернативными предложениями.

Эти моменты стимулировали иностранные организации с предложениями о совместной работе по созданию стенда.

За последние ~ 30 лет было 3-4 попытки в том числе с обращениями в РАН, Минобрнауки, Росатом, ИЯИ РАН





Demo ADS - motivations and goals

The possibility to create ADS demonstration facility with a minimal investment, looks as at least one order of magnitude cheaper than any alternative projects.

The study of different configurations of the blankets and testing of structural elements by research ADS

The use of this stand as the second neutron source for condensed matter physics.

The research ADS should provide:

- Fast access to the experimental channels of the blanket, the safe extraction of the irradiated heat-generating-assemblies.
- Fast enough and convenient blanket reprocessing, target change and assembling of the other ADS configurations.
- Fast core spectrum for the minor actinides burning.
- Thermal neutron spectrum for transmutation of long live fission products and for work of neutron guides.
- Stability of ADS elements to spontaneous interruptions of accelerator proton current (thermal shock).

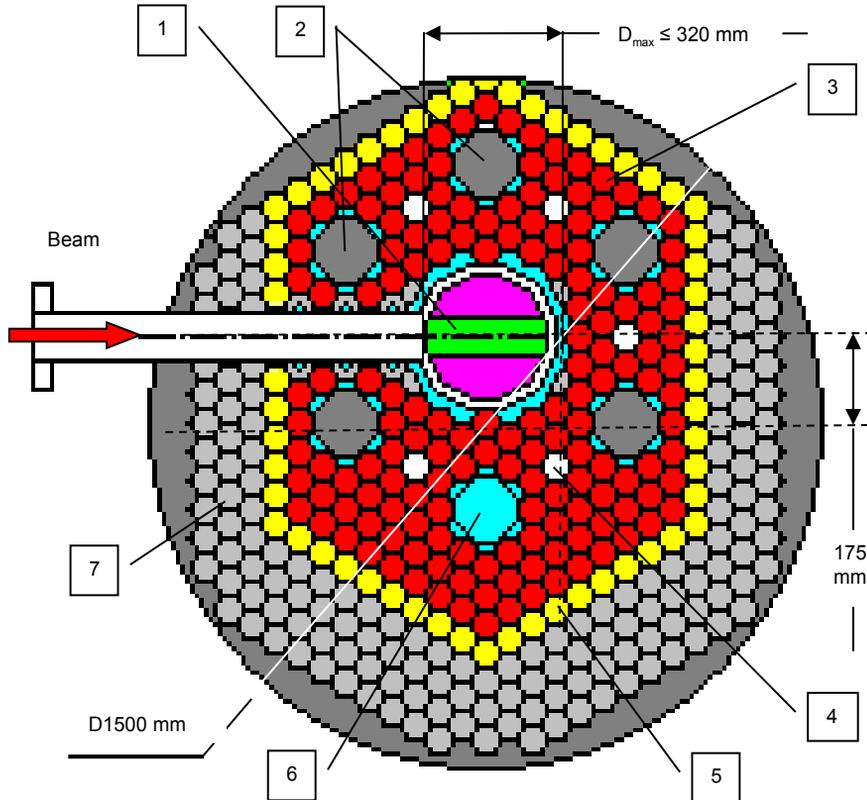
Требования во многом противоречивые и взаимоисключающие, Все это нужно было вписать в существующую инфраструктуру ИЯИ РАН, с соблюдением принципа естественной безопасности на всех стадиях проведения работ с учетом организационных процедур и др.



Maximal power of Research ADS depend upon proton current – I_p , multiplication coefficient – M , proton energy – E_p and type of target.

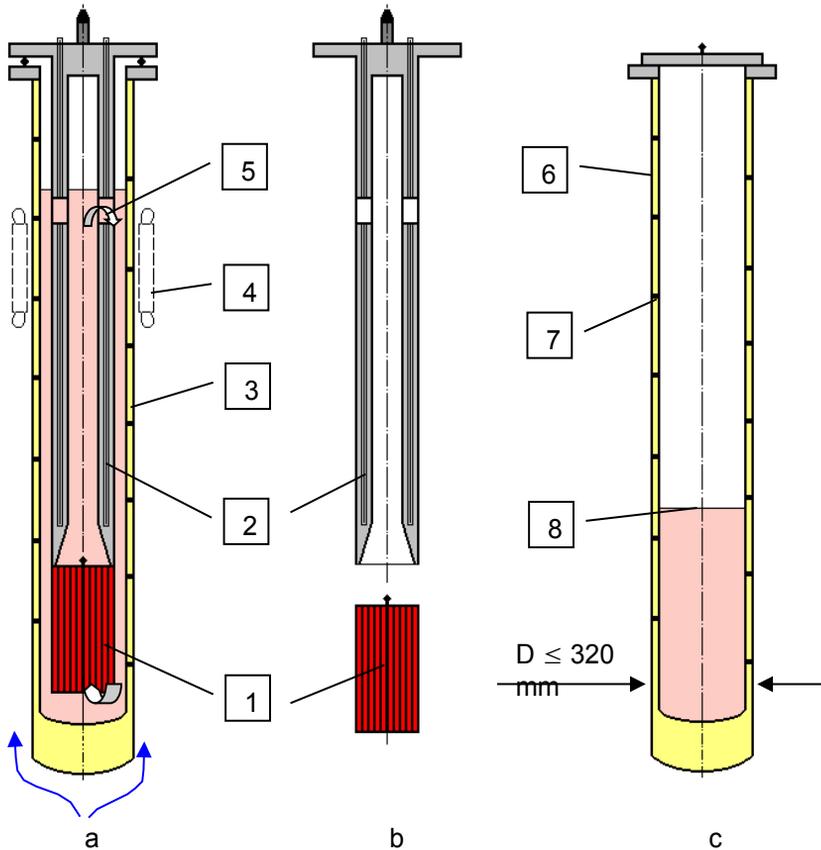
| Average proton current I_p (μA) | Multiplication M (k_{eff}) | Average power of blanket, P (MW), for proton 0.3–0.6 GeV | | | | | | | |
|--|---|--|-------|------|------|--|-------|------|------|
| | | W - target (plates) | | | | Natural uranium target with rod elements | | | |
| | | 0.3 | 0.4 | 0.5 | 0.6 | 0.3 | 0.4 | 0.5 | 0.6 |
| 100 | 20 (0.95) | 0.73 | 1.16 | 1.66 | 2.08 | 1.02 | 1.62 | 2.29 | 2.91 |
| | 50 (0.98) | 1.80 | 2.90 | 4.15 | 5.20 | 2.55 | 4.05 | 5.70 | 7.30 |
| 150 | 20 (0.95) | 1.10 | 1.75 | 2.50 | 3.12 | 1.54 | 2.44 | 3.44 | 4.36 |
| | 50 (0.98) | 2.75 | 4.40 | 6.25 | 7.80 | 3.85 | 6.10 | 8.60 | 10.9 |
| 200 | 20 (0.95) | 1.47 | 2.32 | 3.32 | 4.16 | 2.05 | 3.25 | 4.58 | 5.82 |
| | 50 (0.98) | 3.65 | 5.80 | 8.30 | 10.4 | 5.15 | 8.10 | 11.5 | 14.6 |
| 250 | 20 (0.95) | 1.83 | 2.91 | 4.16 | 5.20 | 2.57 | 4.06 | 5.72 | 7.28 |
| | 50 (0.98) | 4.60 | 7.30 | 10.4 | 13.0 | 6.40 | 10.2 | 14.3 | 18.2 |
| 300 | 20 (0.95) | 2.19 | 3.5 | 5.00 | 6.24 | 3.08 | 4.86 | 6.86 | 8.74 |
| | 50 (0.98) | 5.45 | 8.75 | 12.5 | 15.6 | 7.70 | 12.2 | 17.2 | 21.9 |
| Neutron yield, Y (n/p) | | ~ 3.5 | ~ 5.6 | ~ 8 | ~ 10 | ~ 4.9 | ~ 7.8 | ~ 11 | ~ 14 |
| Proton range – R, cm | | ~ 5.2 | ~ 9.2 | ~ 13 | ~ 17 | | | | |
| Target diameter - D ~ 1.3R, | | ~ 8 | ~ 13 | ~ 17 | ~ 21 | | | | |

Conceptual scheme of research ADS



1 – target module;
 2 – hermetical PbBi capsules with high enriched fuel and minor actinides;
 3 – the cassettes of the water-cooled part of blanket
 4 – the module of controlled systems;
 5 – decoupler (if it is required);
 6 – traps of thermal neutrons (moderator) can construct in any place ;
 7 – reflector.

Conceptual scheme of PbBi capsule



a – collected capsule,
 b – cassette with fuel elements and displacer (removable elements),
 c – body of capsule with Pb-Bi after removal of fuel cassette and displacer.

1 – cassette with fuel;
 2 – spreader of up-going and down-going flows with built-in heaters, the displacer of liquid metal and holder of fuel cassette;
 3 – binary body; 4 – EM pump;
 5 – direction of liquid metal flow;
 6 – gas gap (~1 mm) of the heat barrier;
 7 – spacer;
 8 – level of liquid metal after removal of displacer and fuel cassette.

Functions of the basic elements

Module cooling is performed by water of the first loop through the lateral surface.

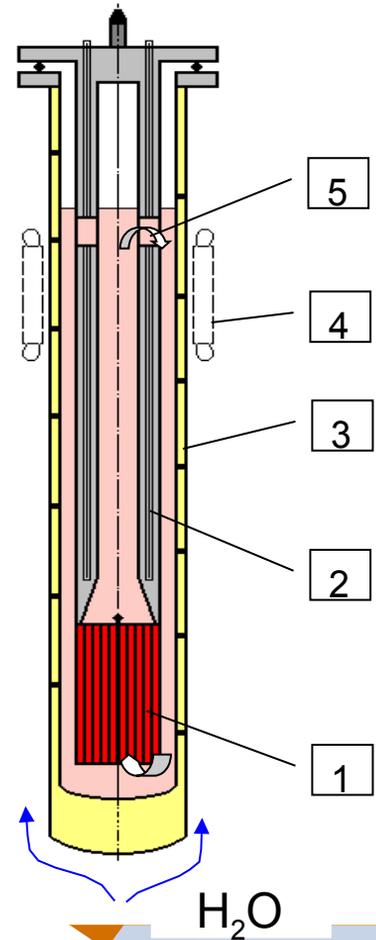
The inset should have double wall to maintain temperature regime and to be safety.

There is also a gas gap ~ 1 mm which acts as a heat barrier.

Each inset is equipped by its own heater (2) for:

- prescribed temperature level support and variation;
- preliminary melting of PbBi and heating of all ampoule after its delivery and its fixing in working position;
- partly compensation of the PbBi temperature decrease and for prevention its freezing caused by automatic increase of current loading in the case of accidental accelerator failure or beam loss.

Apart from these, an inset can have its own electromagnetic pump (4). It permits to vary temperature and velocity of PbBi coolant.



Some technical aspects of safety

Presuppose that:

- The PbBi modules will be manufactured and tested in IPPE (Obninsk ~ 70 km from Troitsk),
- PbBi modules can operate without support systems of coolant within ~ 2 years (findings of IPPE)
- The safety transportation of PbBi modules with fuel elements is carried out in the solid state (Obninsk → Troitsk → Obninsk, for post irradiation study).

Localization of flaw in SS casings (solidification of PbBi leakage by cold water) under operation of PbBi module is possible.

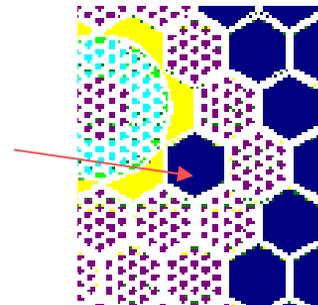
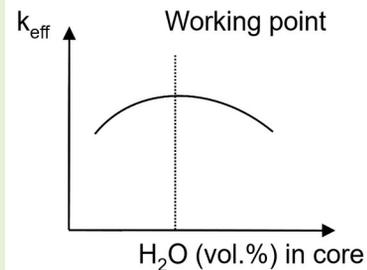
Probable use of the fuel elements of the IBR-2M (Periodically Fast Pulsed Reactor – JINR, Dubna) as a prototype. This elements has specific character for preventing levitation of the fuel pills under the heat shock.

Some physical features of the ADS stand and the fast water cooled blanket

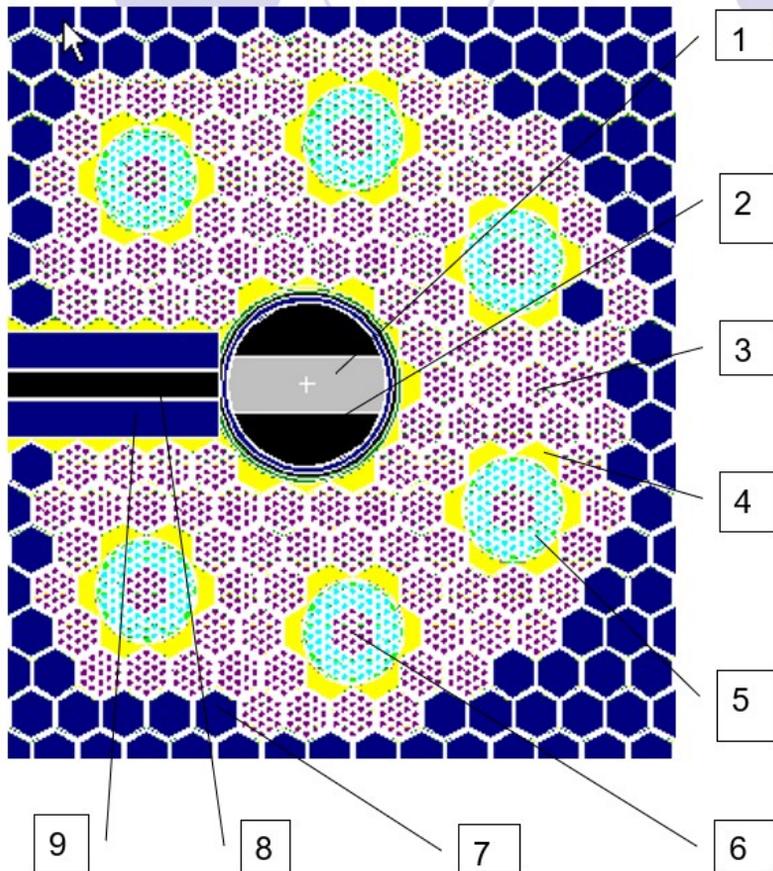
- High sensitive to density of water. Decrease density of water including boiling and full loss makes assembly deep subcritical.
- Water cavity (it appears after replaced a fuel cassette or PbBi capsule - refuelling) is the source of thermal neutrons. It is big positive effect of reactivity can makes assembly above-critical.
- Using of hafnium alloy for covering the fuel assemblies (cassettes) allows to exclude the positive effect of reactivity at replacement fuel assemblies and PbBi - insertions under water layer.

Эти два эффекта (высокая чувствительность blankets к концентрации воды и использование Hf –оболочек ТВС) **позволяют:**

- Создать blankets с внутренней безопасностью;
- Изменять конфигурацию быстрого blankets и заменять облученные ТВС и PbBi модули под слоем воды, как это имеет место в тепловых бассейновых реакторах;
- Создавать ловушки тепловых нейтронов и замедлители в любом месте быстрого blankets;
- Создать эффективные СУЗ и АЗ на основе нейтронных ловушек практически в любом месте быстрого blankets. Это могут быть полые вытеснители водыдвигающиеся и всплывающие под действием Архимедовой (выталкивающей) силы.



Basic geometry for studying



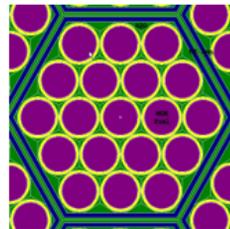
- 1 – Target,
- 2 – hollow or Al displacer between target and cylindrical body of target module,
- 3 – Assembly of fuel elements (19),
- 4 – Water cavity between cylindrical body of PbBi module and the fuel elements assemblies,
- 5 – PbBi module,
- 6 – 19 central fuel elements with NpO₂ in PbBi module (MA imitation),
- 7 – Elements of Al reflector.
- 8 – proton guide,
- 9 – displacers and constructional elements between proton guide and blanket.

Data from one of the ADS options. Parameter of blanket.

Fuel element dimensions (reactor - IBR-2M)

| | |
|-----------------------------------|-----------|
| Outer diameter of fuel pills - | 0.71 cm |
| Outer diameter of fuel element - | 0.864 cm, |
| Inner diameter of fuel covering - | 0.77 cm, |
| The gap between a fuel elements - | 0.03 cm |

| | |
|---|-----------------------------|
| Outside size of the fuel element assembly - | 4.2 cm |
| The covering of cassettes – | Hf -alloy, thickness - 1 mm |
| The number of fuel elements in the cassette - | 19 |
| Step of fuel elements - | 1.03-1.04 |
| Fuel is the mix of natural UO_2 (80%) with PuO_2 (20%). | |
| The enriching of ^{239}Pu - | 95%. |
| The number of assemblies with MOX- fuel - | 112 |



The number of PbBi modules 6

The module each replace the seven fuel assemblies in water cooled part of blanket.

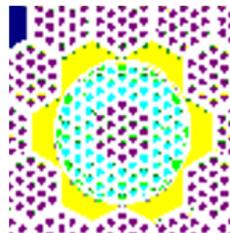
The total number of fuel elements in PbBi module - 95

Among them 19 central fuel elements with NpO_2 (for simulating minor actinides)

Others contain PuO_2 .

The geometrical dimensions of the fuel elements are the same.

The height of blanket - 90 cm.



Reactivity effects

The wall thickness of cassette – 1.0 mm (Hf)

Replacement of one PbBi module by water - $0.029 k_{eff}$ (- 2.9%)

Replacement of one fuel assembly by water - $0.001 k_{eff}$ (- 0.1%)

Replacement of four fuel assemblies by water - $0.010 k_{eff}$ (-1.0%)

The wall thickness of cassette – 0.5 mm (Hf)

Replacement of four fuel assemblies by water - $0.004 k_{eff}$

The wall thickness of cassette – 1.0 mm (SS)

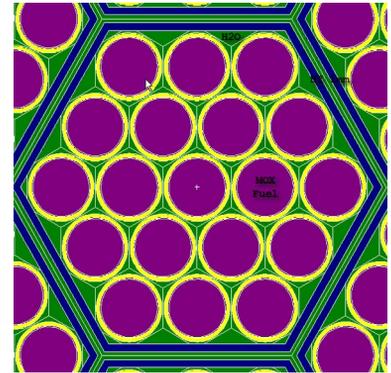
Replacement of four fuel assemblies by water **+0.0057 k_{eff}**

The k_{eff} of ADS increase from 0.95 (Hf-wall) to 1.172 (SS-wall)

Assembling and rebuilding of the fast water cooled blanket is impossible under water layer.

Usage of the fuel assemblies with 37 fuel elements for decrease of the volume fraction of hafnium in blanket and the additional neutron capture is expedient

Maximal value of importance is equal $\omega = 1.35$.

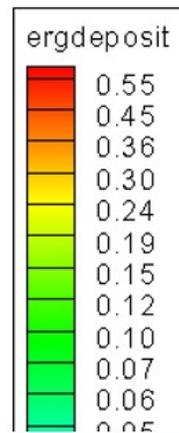
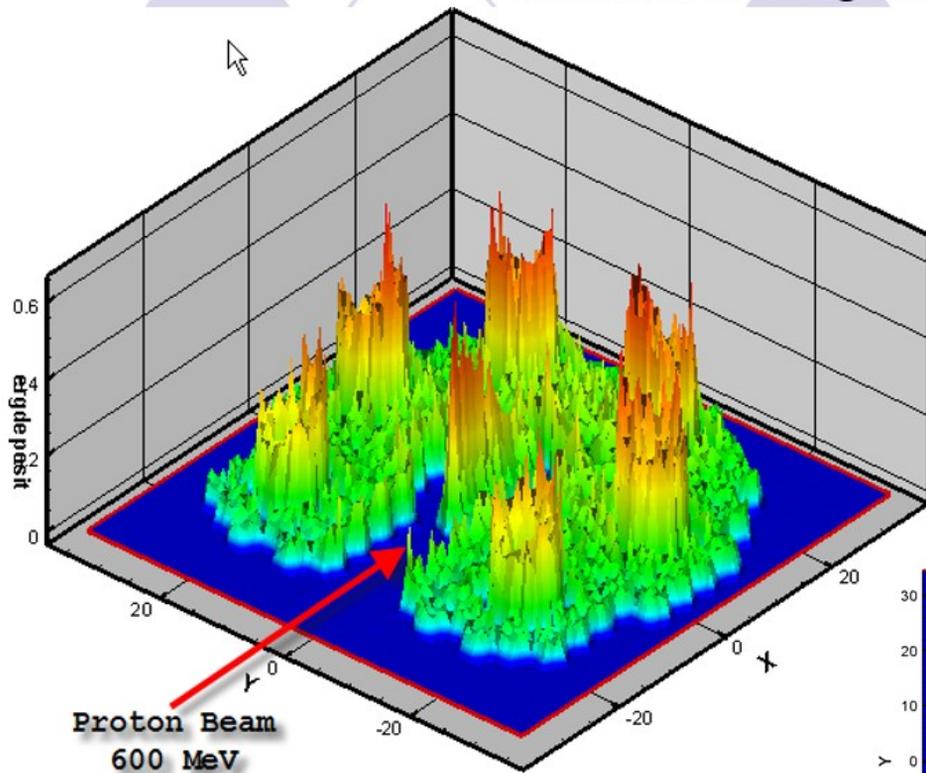


The fuel cassette scheme of the water cooled part of blanket

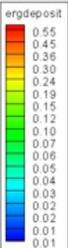
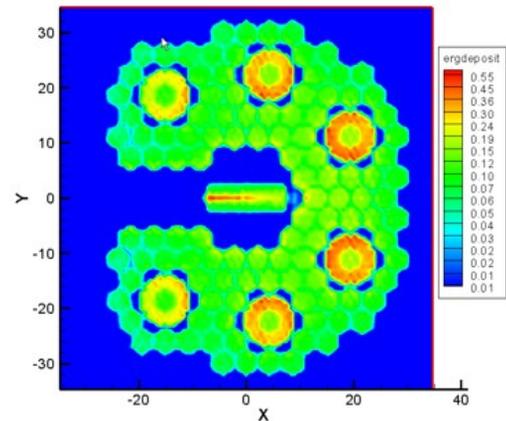
There are three parameters for minimization of the additional neutron capture in hafnium at keeping of the negative effect of reactivity:

- Percentage hafnium in alloy. For ex. Hf(78%)Nb(2%)Zr(20%),
- The wall thickness of cassette,
- **The number of fuel elements in cassette**

Distribution of heat generation in the central layer



U-Moo Target



Двухсекционная зона и каскадное усиление

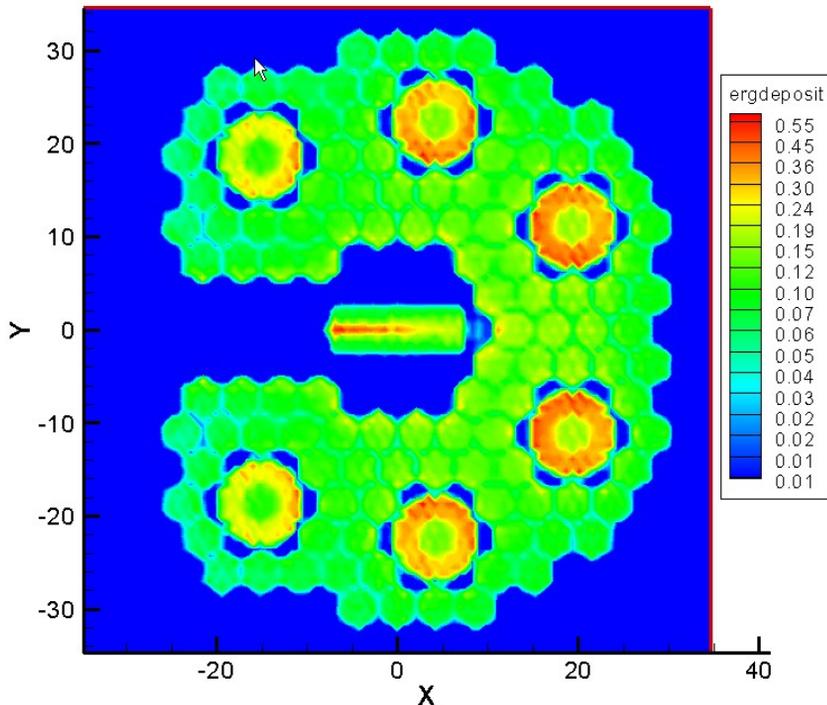
Быстрые нейтроны из водоохлаждаемой части, проходя водяные полости, которые неизбежно появляются при сочленении шестигранных ТВС с цилиндрическими вставками, частично замедляются.

Сечение реакции деления и плотность тепловыделения в периферийных ТВЭЛах цилиндрических вставок увеличивается, распространяя это на всю вставку.

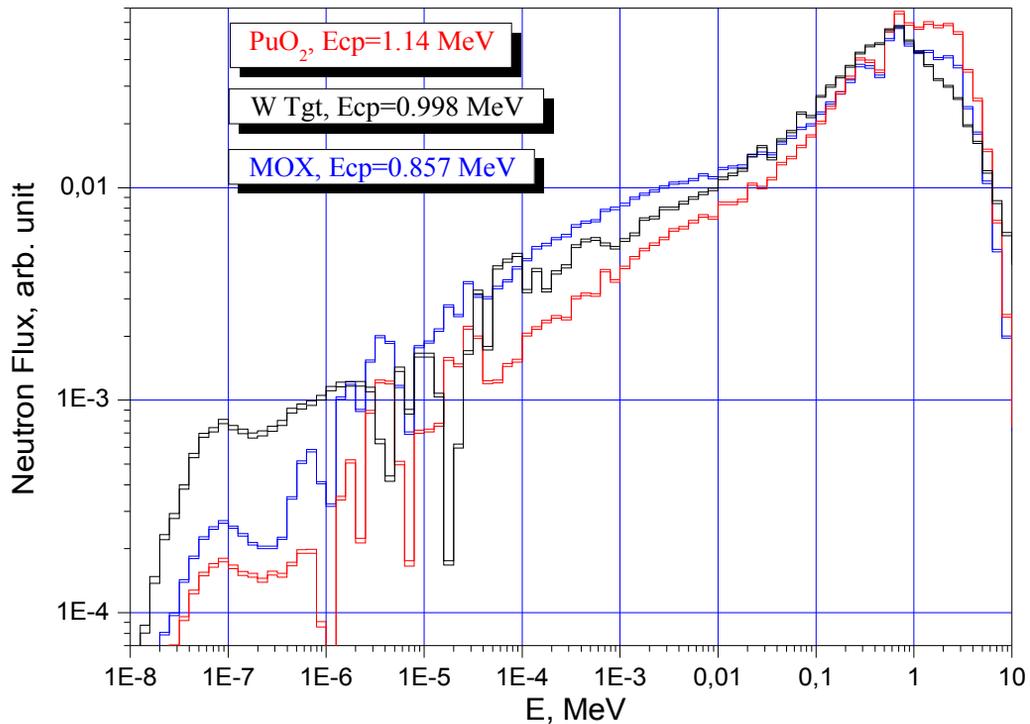
Дополнительным существенным фактором является более высокая концентрация Pu в вставках.

Процесс в обратную сторону значительно подавлен захватом нейтронов Hf обечайками ТВС.

Использование Hf обечаек позволяет создать и исследовать двухсекционную ADS.



Spectrum of the water cooled part and PbBi

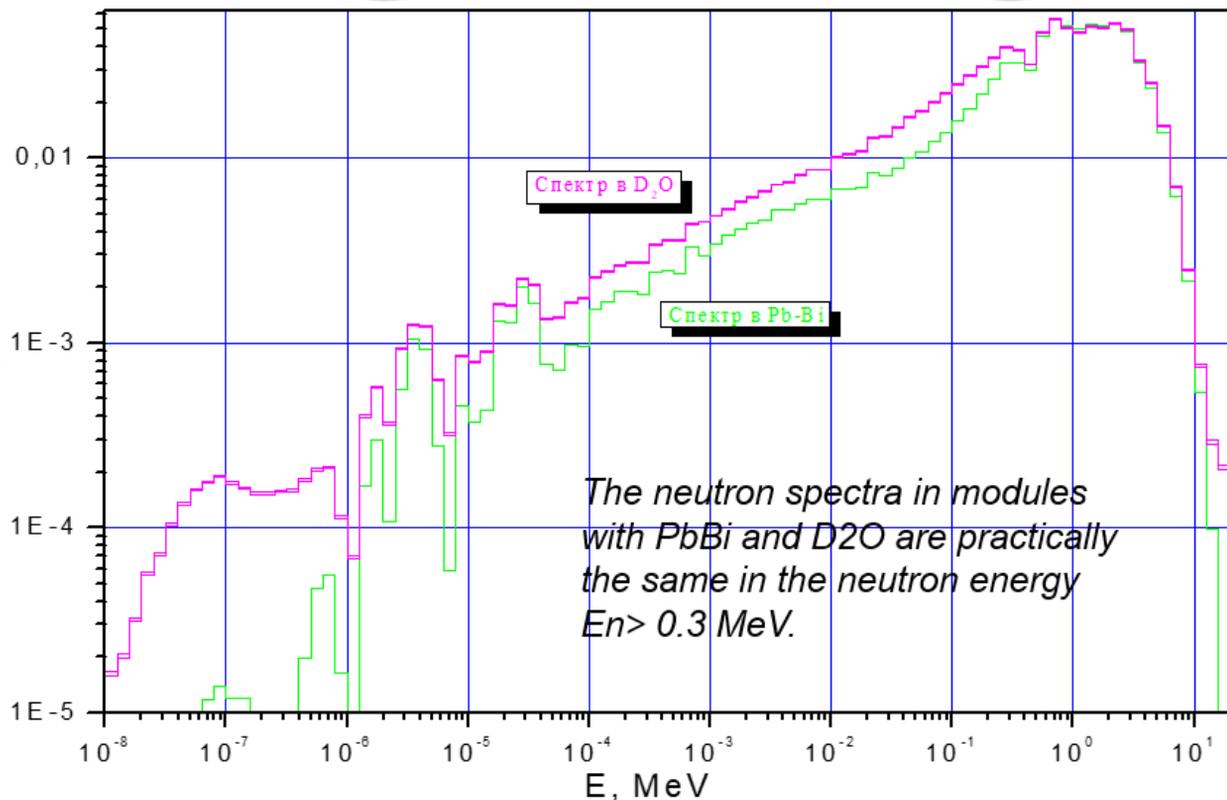


Comparison of ADS with PbBi и D₂O modules

| <i>Parameter</i> | PbBi | D₂O |
|--|---------------------|-----------------------|
| k_{ef} | 0.9542 | 0.9502 |
| Average energy (MeV): | 0.835 | 0.801 |
| Number of fissions in modules by neutrons: | | |
| E = 0 – 0.645 eV | 10.50 % | 10.58 % |
| E = 0.645 eV – 100 keV | 42.36 % | 44.67% |
| E > 100 KeV | 47.15 % | 44.75% |
| | Heat generation in: | |
| MOX (water cooled part) | 58.2%, | 57.69%, |
| PuO ₂ (modules) | 41.8% | 42.3% |

Number of fissions in the modules and parts of the water-cooled blanket is substantially the same. **Manufacture and operation of the D₂O module are simpler.**

Comparison of ADS with PbBi и D₂O modules (spectrum)



Estimation of the basic parameters of the ADS with ring blanket and lead diffusor

$k_{eff} = 0.98$

$E_{proton} = 300 \text{ MeV}$

$I_p \sim 100 \mu\text{A} \text{ (30 KW)}$

Total power – 1.17 MW

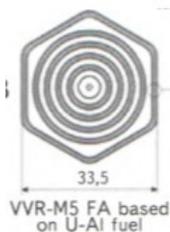
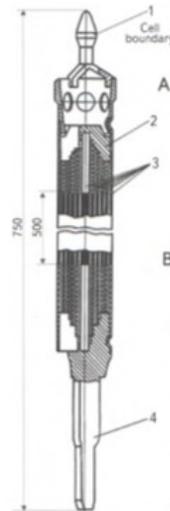
Core - 1080 KW

W target - 25 KW

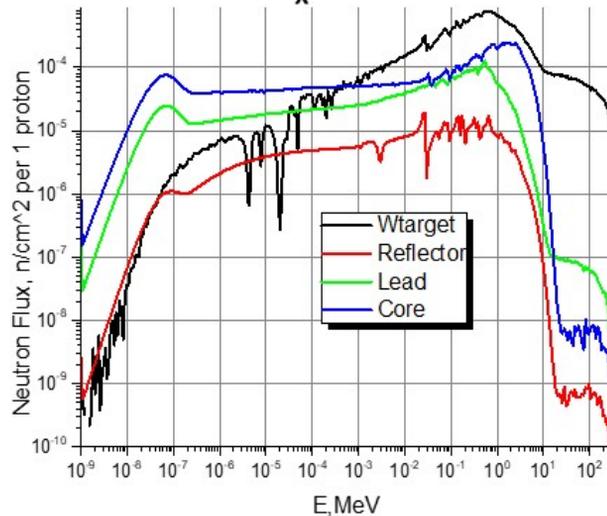
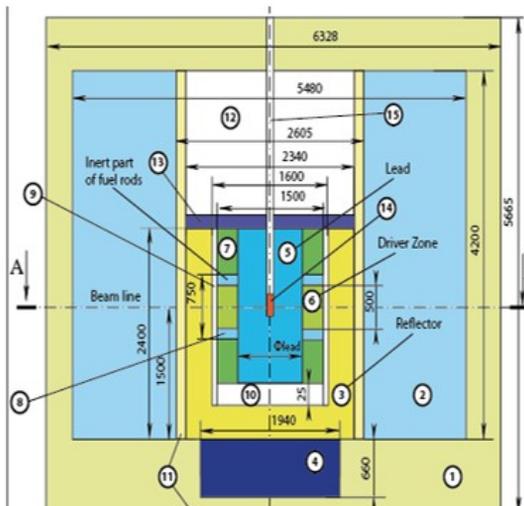
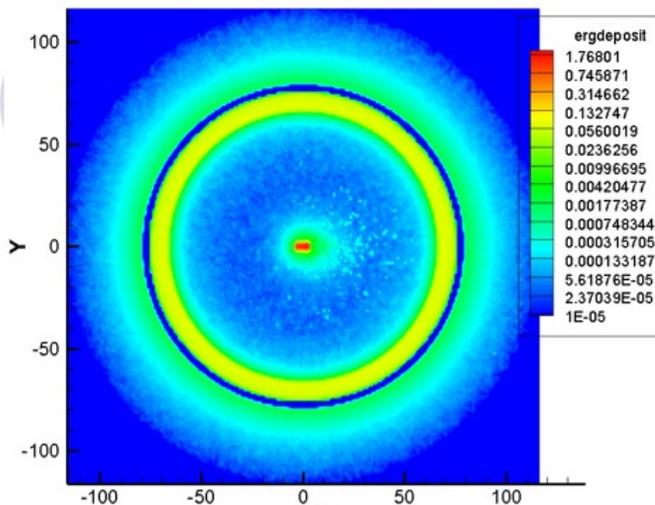
Reflector - 41 KW (38 KW – γ -rays)

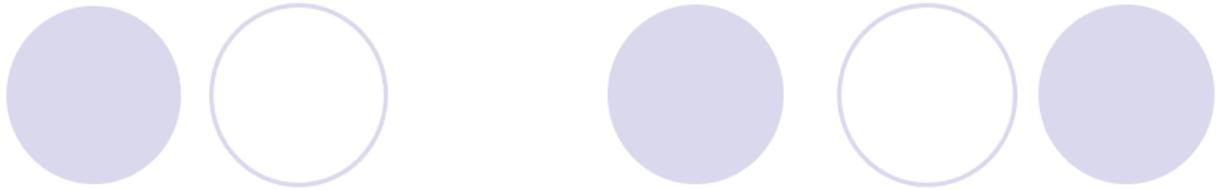
Lead - 24 KW (22.7 KW – γ -rays)

VVR-M5
(90% ^{235}U)



VVR-M5 FA based on U-Al fuel





The percentages of fissions caused by neutrons in the **thermal**, **intermediate**, and **fast** in ranges are:

(<0.625 eV): 85.65%

(0.625 eV - 100 keV): 13.31%

(>100 keV): 1.04%

The thickness of the annular fuel layer ~ 8.7cm (**too small !!!**)

The standard fuel assemblies VVR-M2 (19.8% ^{235}U) or VVR-C (36% ^{235}U) follows use instead VVR-M5 (90% ^{235}U).

Заключение

В ряде зарубежных стран, в том числе в странах Юго-Восточной Азии (Китай, Япония, Ю. Корея) ADS рассматривается как отдельное более гибкое в отношении состава АЗ и режимов эксплуатации направление по трансмутации МА.

ЦЕРН и США предполагают использовать разрабатываемый сильноточный ускоритель для двуединой задачи;

- Фундаментальные исследования по нейтринной физике на основе создания мощного мононаправленного источника нейтрино.
- Прикладной задачи – создания ADS стенда для исследований в области трансмутации МА и безопасной ядерной энергетики.
- Одна из основных ближайших задач – разработка высоконадежного сильноточного ускорителя.