

*Современные проблемы
технической физики*

Ядерная энергетика

Коэффициент размножения нейтронов

Коэффициент размножения равен отношению количества нейтронов в одном поколении к их количеству в предыдущем поколении.

Для идеальной среды бесконечных размеров - k_{∞} .

Коэффициент размножения нейтронов в физической системе - k .

$$k = k_{\infty} P.$$

P - вероятность для нейтрона не уйти из активной зоны.

Р зависит от состава активной зоны, ее размеров, формы, а также от того, в какой степени окружающее активную зону вещество отражает нейтроны.

С возможностью ухода нейтронов за пределы активной зоны связаны важные понятия критической массы и критических размеров.

Критическим размером называется размер активной зоны, при котором $k = 1$.

Критической массой называется масса активной зоны критических размеров. Очевидно, что при массе ниже критической цепная реакция не идет, даже если $k_{\infty} > 1$.

Наоборот, заметное превышение массы над критической ведет к неуправляемой реакции - взрыву.

Если в первом поколении имеется N нейтронов, то в n -м поколении их будет Nk^n . Поэтому при $k = 1$ цепная реакция идет стационарно, при $k < 1$ реакция гаснет, а при $k > 1$ интенсивность реакции нарастает. При $k = 1$ режим реакции называется **критическим**, при $k > 1$ – **надкритическим** и при $k < 1$ – **подкритическим**.

Первой величиной, определяющей k_{∞} (или k), является среднее число нейтронов, испускаемых в одном акте деления.

Число k зависит от вида горючего и от энергии падающего нейтрона.

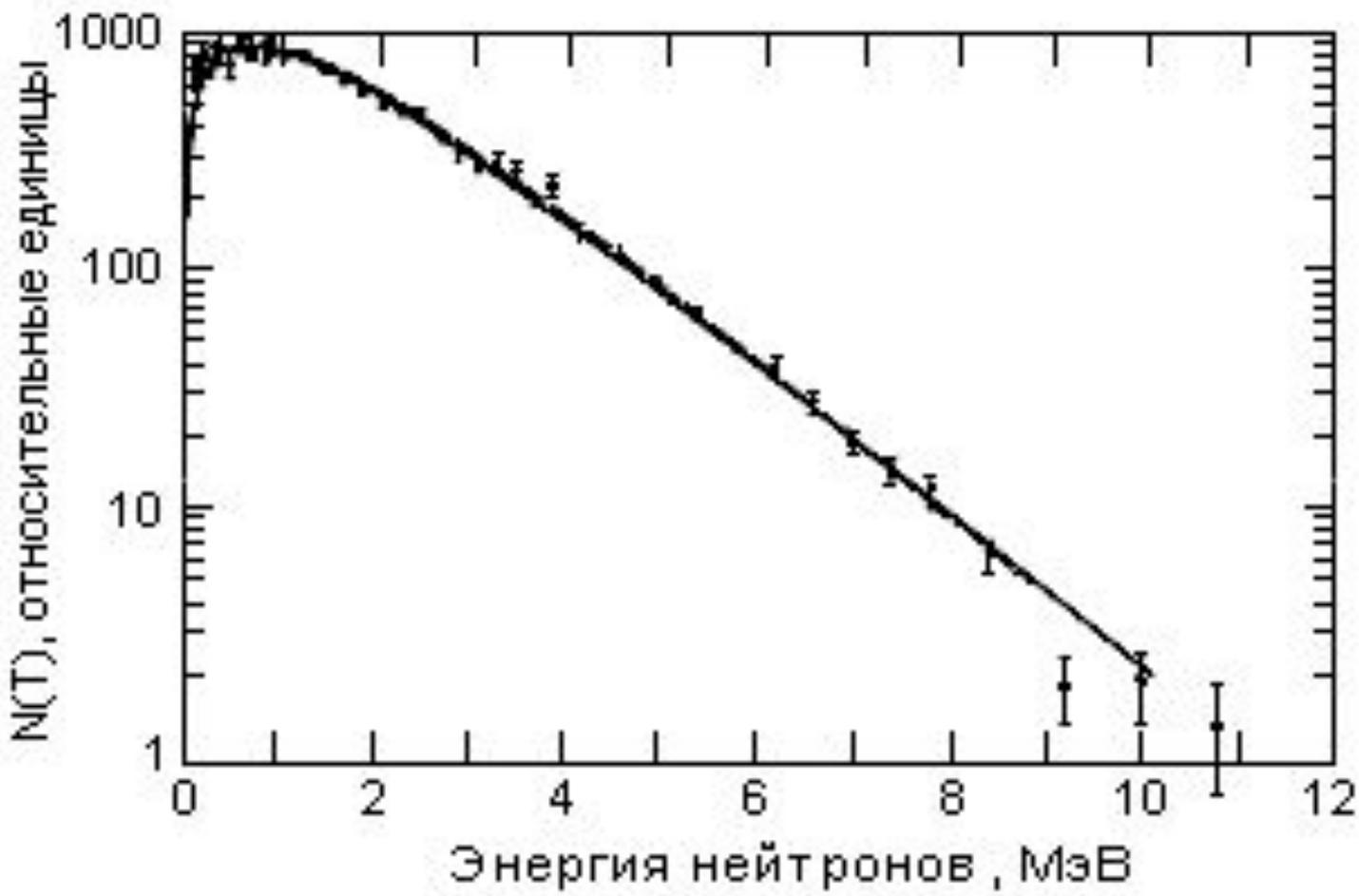
В таблице приведены значения основных изотопов ядерной энергетики как для тепловых, так и для быстрых ($E = 1$ МэВ) нейтронов.

Значения ν , η для делящихся изотопов

Ядро		${}_{92}\text{U}^{233}$	${}_{92}\text{U}^{235}$	${}_{94}\text{Pu}^{239}$
Тепловые нейтроны ($E = 0.025$ эВ)	ν	2.52	2.47	2.91
	η	2.28	2.07	2.09
Быстрые нейтроны ($E = 1$ МэВ)	ν	2.7	2.65	3.0
	η	2.45	2.3	2.7

ν – среднее число нейтронов на один акт деления

η – среднее число нейтронов на один акт
поглощения



Энергетический спектр нейтронов, испущенных при делении тепловыми нейтронами ядра ^{235}U

При столкновении нейтрона с тяжелым ядром всегда возможен радиационный захват нейтрона (n, γ). Этот процесс будет конкурировать с делением и тем самым уменьшать коэффициент размножения.

Отсюда вытекает, что второй физической величиной, влияющей на

коэффициенты

$$\frac{\sigma_{nf}}{\sigma_{nf} + \sigma_{n\gamma}}$$

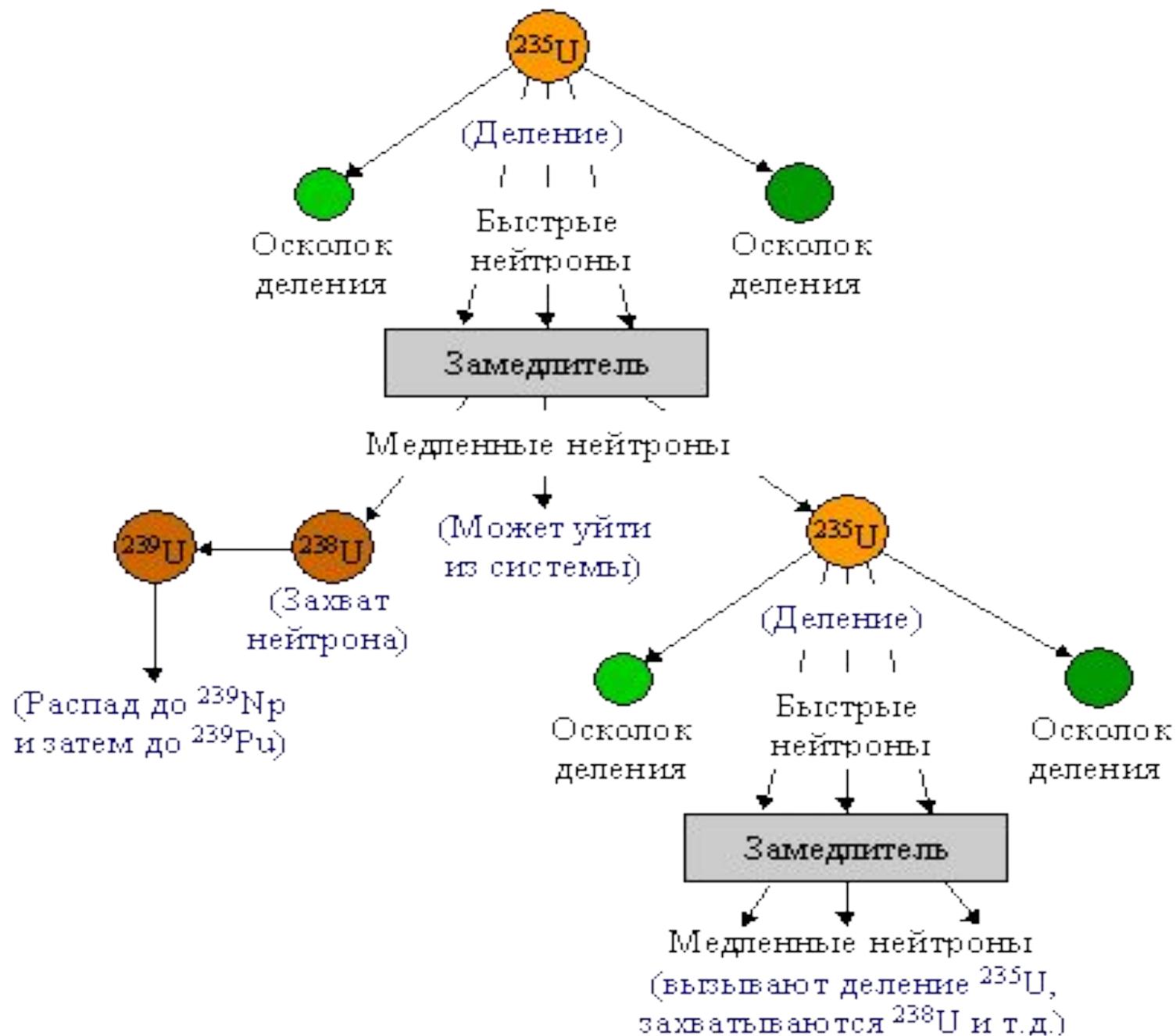
σ - сечения деления и радиационного захвата. Для одновременного учета как числа нейтронов на акт деления, так и вероятности радиационного захвата вводится коэффициент η , равный среднему числу вторичных нейтронов на один захват нейтрона делящимся ядром.

$$\eta = \frac{\nu \sigma_{nf}}{\sigma_{nf} + \sigma_{n\gamma}}$$

Величина η зависит от вида горючего и от энергии нейтронов.

η является важнейшей характеристикой ядер горючего. Цепная реакция может идти только при $\eta > 1$. Качество горючего тем выше, чем больше значение η .

В природе встречаются только, три изотопа, которые могут служить ядерным топливом или сырьем для его получения. Это изотоп тория ^{232}Th и изотопы урана ^{238}U и ^{235}U . Из них первые два цепной реакции не дают, но могут быть переработаны в изотопы, на которых реакция идет. Изотоп ^{235}U сам дает цепную реакцию. В земной коре тория в несколько раз больше, чем урана. Природный торий практически состоит только из одного изотопа ^{232}Th . Природный уран в основном состоит из изотопа ^{238}U и только на 0.7% из изотопа ^{235}U .



Замедляющие свойства активной среды приближенно могут быть описаны тремя величинами: вероятностью нейтрону избежать поглощения замедлителем во время замедления, вероятностью p избежать резонансного захвата ядрами ^{238}U и вероятностью f тепловому нейтрону поглотиться ядром горючего, а не замедлителя. Величина f называется обычно коэффициентом теплового использования.

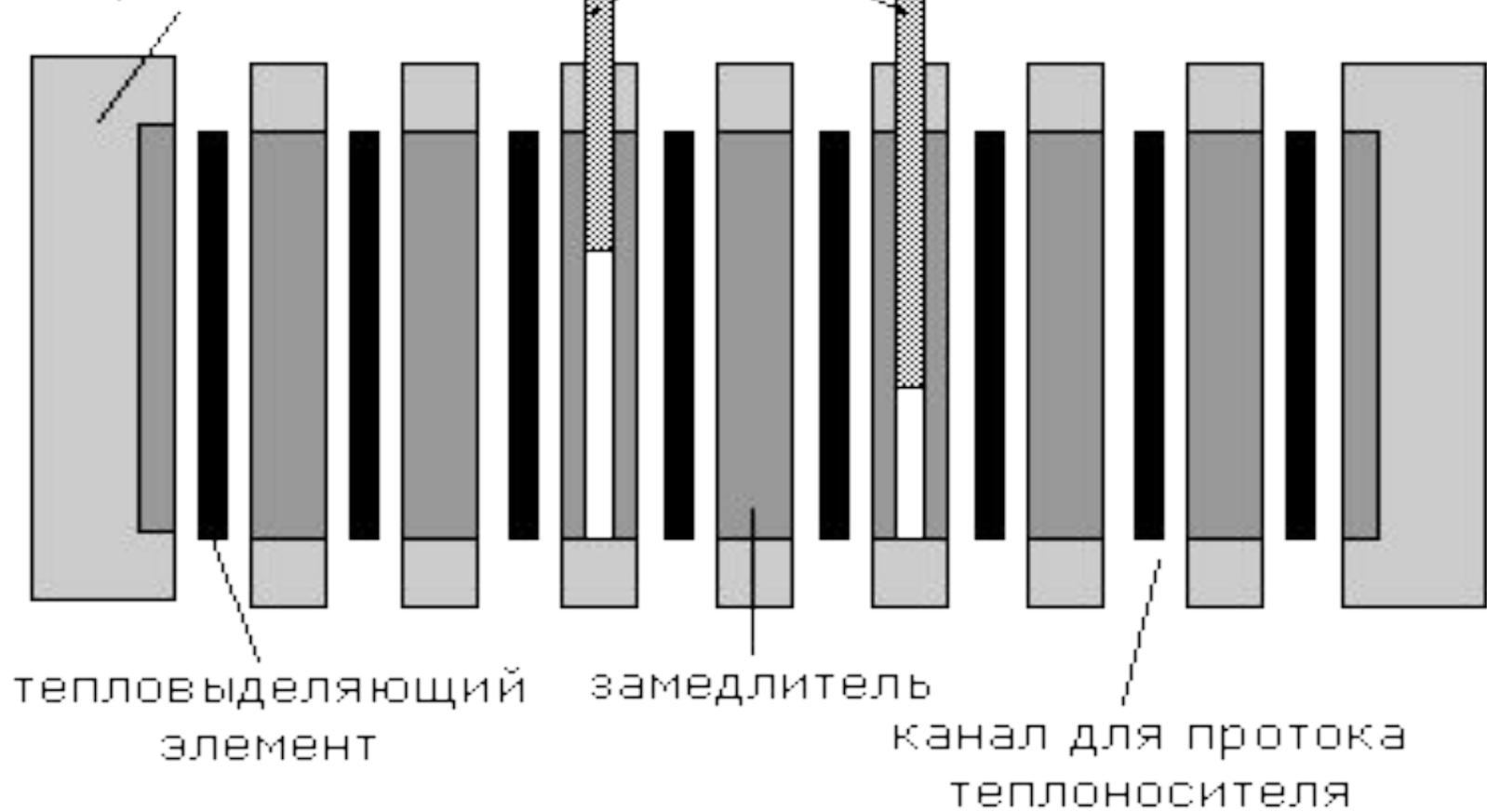
Для оценки коэффициента размножения k_{∞} теплового реактора используется приближенная формула четырех сомножителей:

$$k_{\infty} = \eta p f \varepsilon$$

Величина ε называется коэффициентом размножения на быстрых нейтронах. Вводится для того, чтобы учесть, что часть быстрых нейтронов может произвести деление, не успев замедлиться. По своему смыслу коэффициент ε всегда превышает единицу. Но это превышение обычно невелико. Типичным для тепловых реакций является значение $\varepsilon = 1.03$.

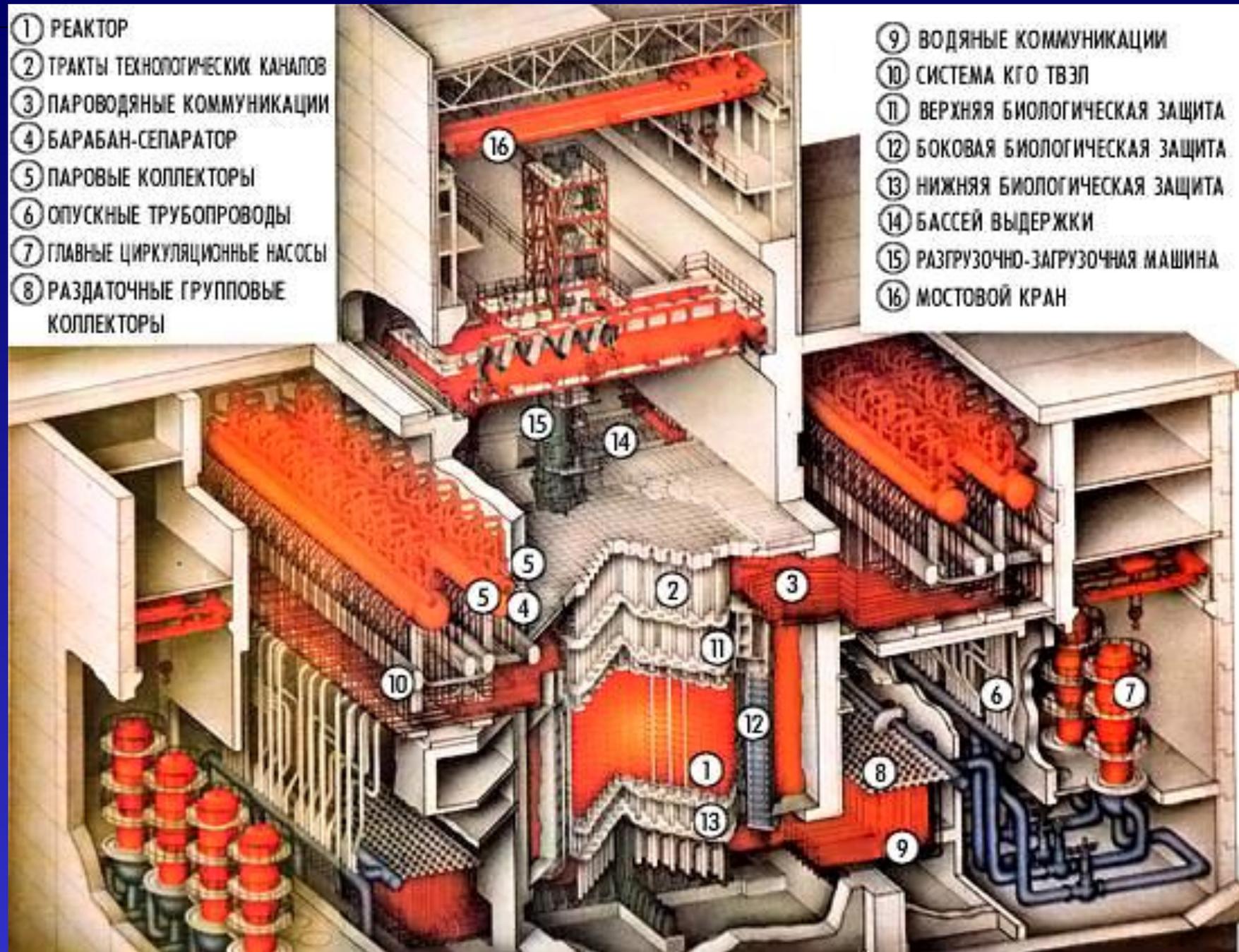
стержни регулирования
и аварийной защиты

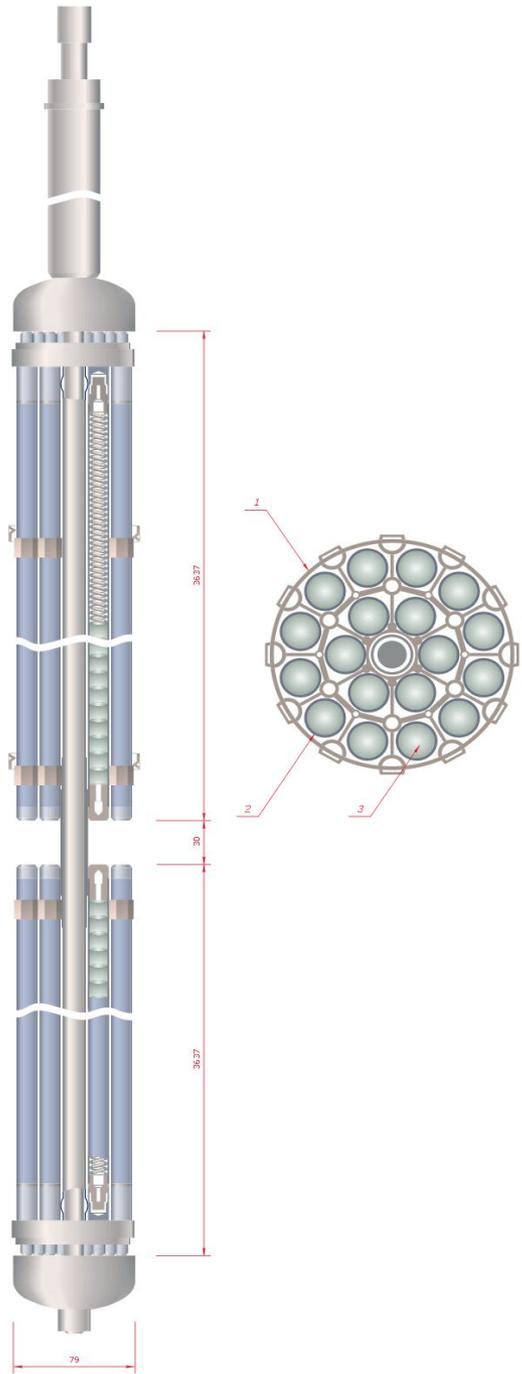
отражатель

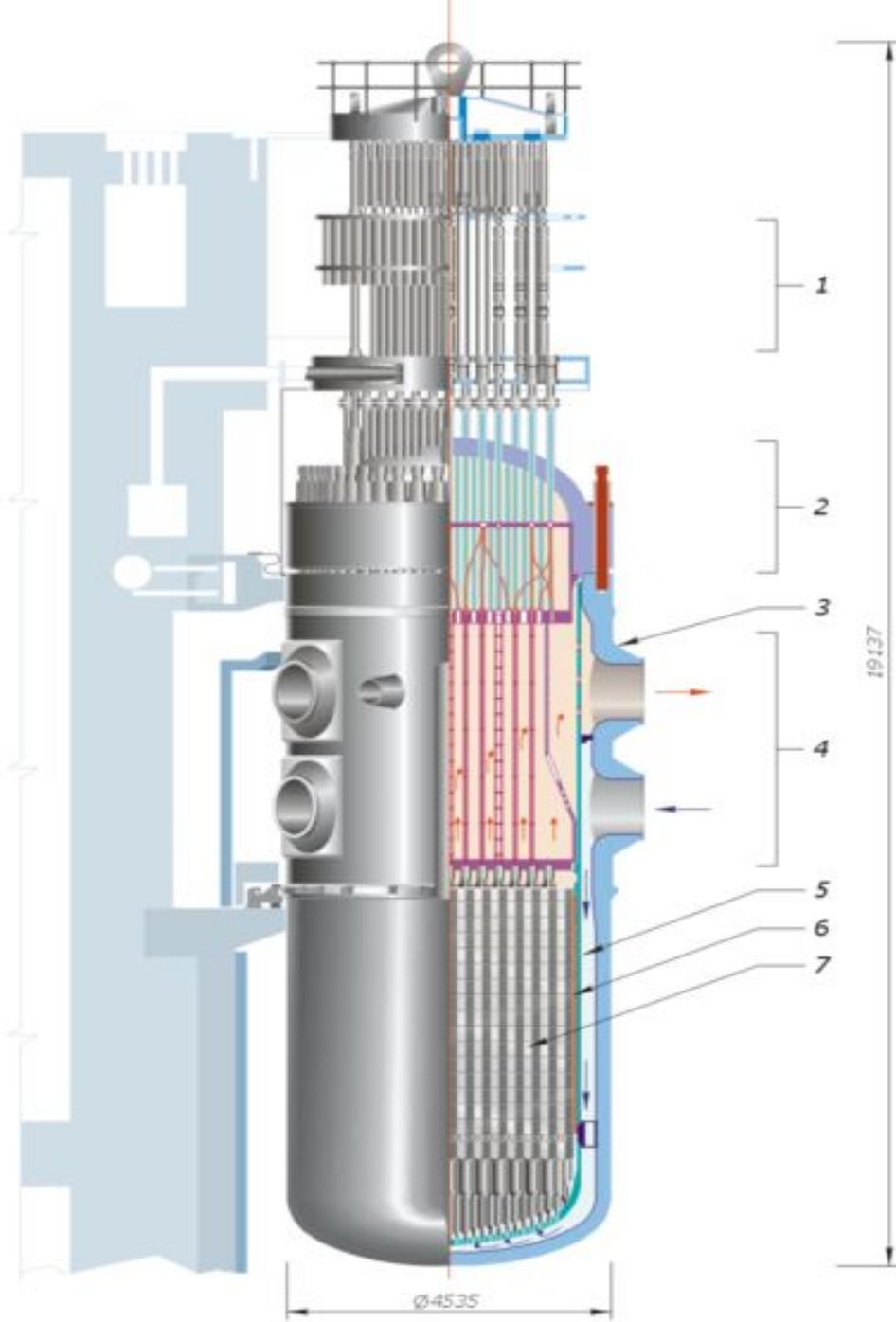


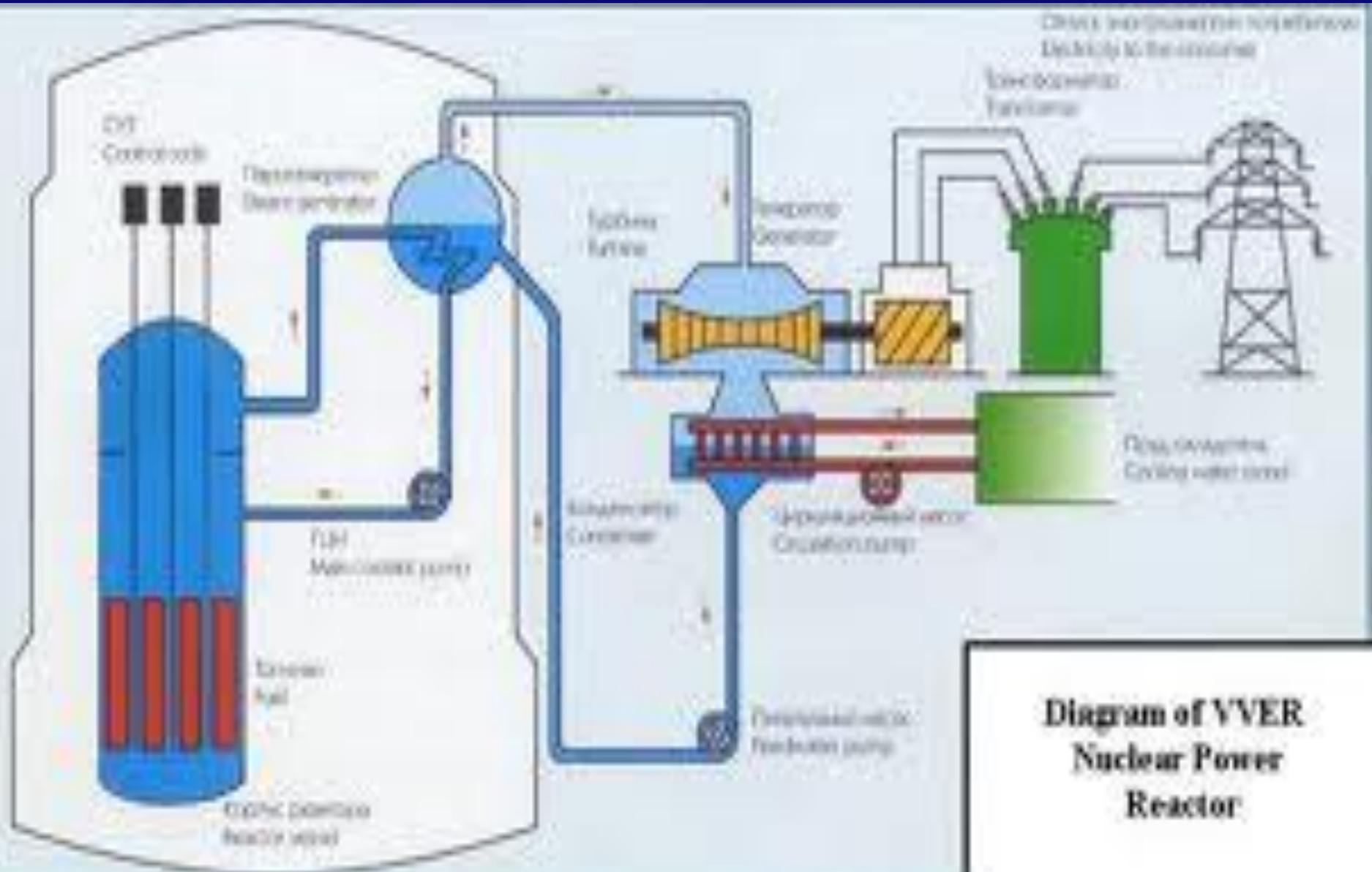
- ① РЕАКТОР
- ② ТРАКТЫ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ КАНАЛОВ
- ③ ПАРОВОДЯНЫЕ КОММУНИКАЦИИ
- ④ БАРАБАН-СЕПАРАТОР
- ⑤ ПАРОВЫЕ КОЛЛЕКТОРЫ
- ⑥ СПУСКНЫЕ ТРУБОПРОВОДЫ
- ⑦ ГЛАВНЫЕ ЦИРКУЛЯЦИОННЫЕ НАСОСЫ
- ⑧ РАЗДАТОЧНЫЕ ГРУППОВЫЕ КОЛЛЕКТОРЫ

- ⑨ ВОДЯНЫЕ КОММУНИКАЦИИ
- ⑩ СИСТЕМА КГО ТВЭЛ
- ⑪ ВЕРХНЯЯ БИОЛОГИЧЕСКАЯ ЗАЩИТА
- ⑫ БОКОВАЯ БИОЛОГИЧЕСКАЯ ЗАЩИТА
- ⑬ НИЖНЯЯ БИОЛОГИЧЕСКАЯ ЗАЩИТА
- ⑭ БАССЕЙ ВЫДЕРЖКИ
- ⑮ РАЗГРУЗОЧНО-ЗАГРУЗОЧНАЯ МАШИНА
- ⑯ МОСТОВОЙ КРАН









**Diagram of VVER
Nuclear Power
Reactor**







БРЕСТ — разрабатываемый в настоящее время в России проект реакторов на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем, двухконтурной схемой отвода тепла к турбине и закритическими параметрами пара. Этот проект разрабатывается с конца 80-х годов после специального конкурса, объявленного ГКНТ СССР, однако до сих пор находится в стадии поиска оптимальных решений в области систематизации, организации проектных работ и в части конструкции отдельных элементов реакторной установки и её оборудования. Главный конструктор реакторной установки — НИКИЭТ имени Н. А. Доллежала.

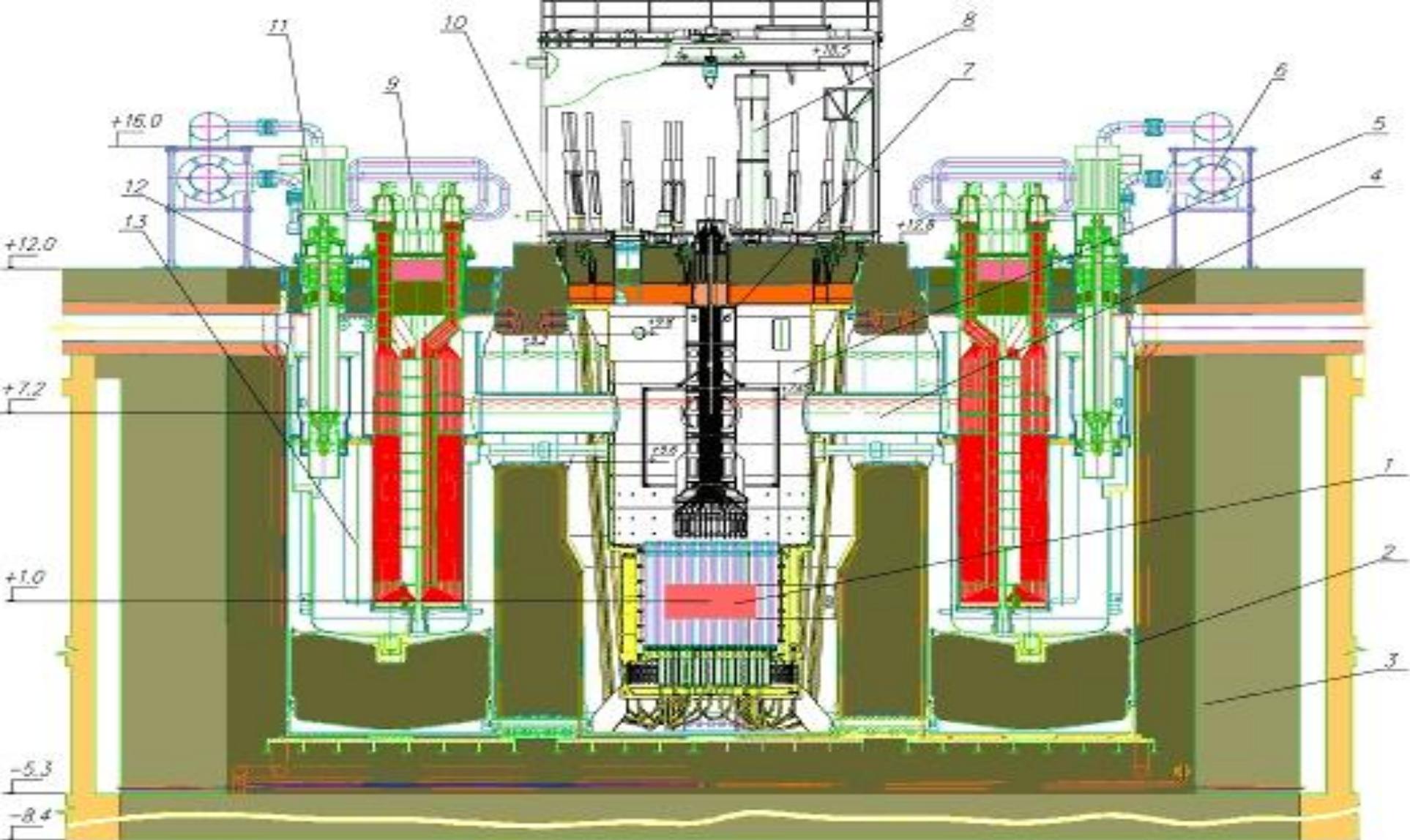
Изначально разрабатывался на электрическую мощность 1200 МВт

БРЕСТ-ОД-300

Необходим для отработки новых конструктивных решений и опробования их на относительно небольшом и менее дорогом в реализации проекте. Кроме того, выбранная мощность 300 МВт (эл.) и 700 МВт (тепл.) является минимально необходимой для получения коэффициента воспроизводства топлива в активной зоне, равного единице.

Понимание того, что замкнутый цикл использования ядерного топлива является чрезвычайно перспективным в ядерной энергетике и кардинально увеличит эффективность использования природного урана, пришло ещё несколько десятилетий назад. Суть его в том, что из топлива, отработавшего в реакторах на тепловых нейтронах, может быть наработано новое топливо для реакторов на быстрых нейтронах, например вследствие следующей ядерной реакции:



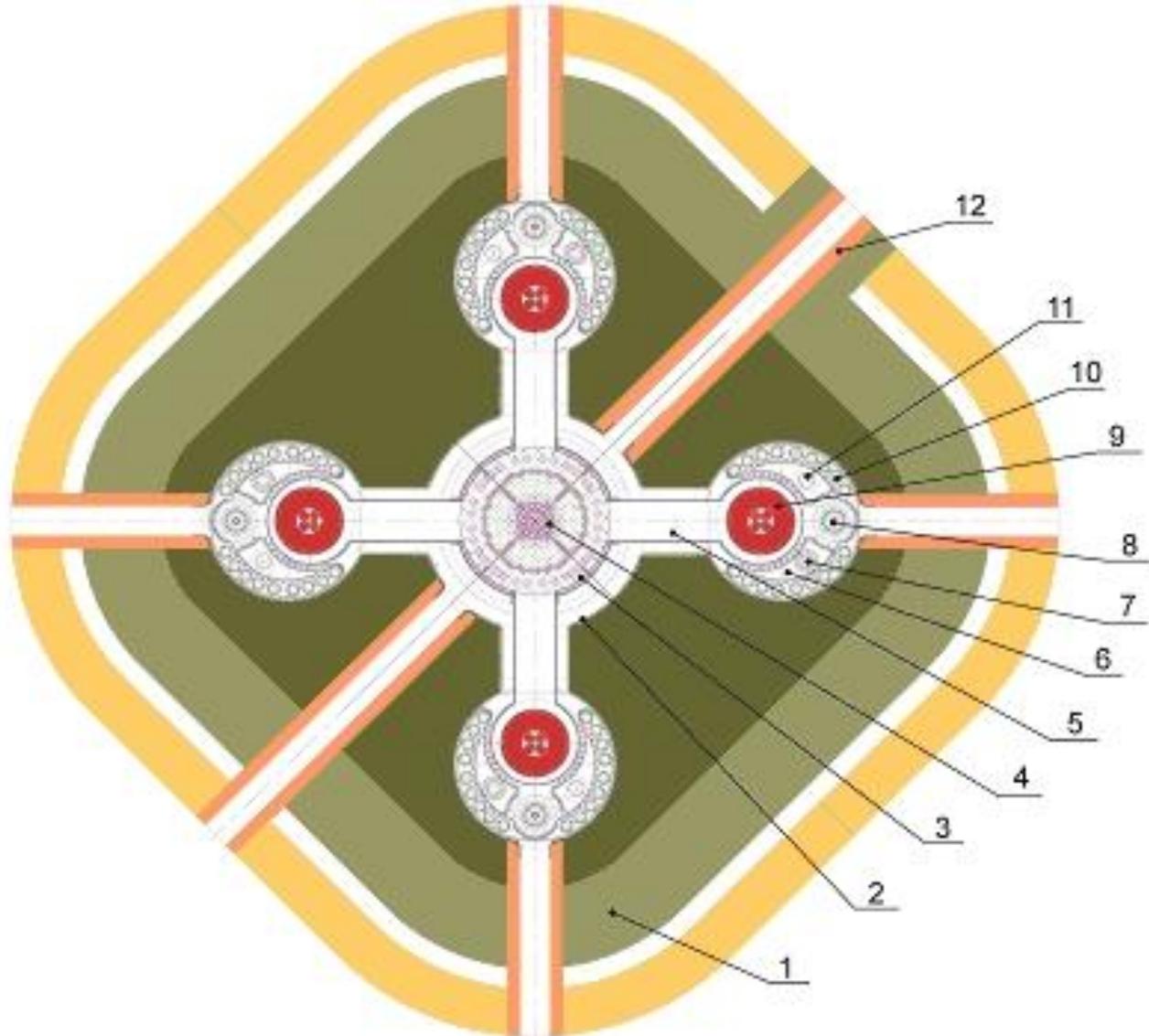


1. Зона активная
2. Блок корпусов
3. Шахта реактора
4. Трубопровод коллектора

5. Корзина активной зоны
6. Система раскисления
7. Колонна измерительная
8. Машина внутриреакторная перегрузочная

9. Парогенератор
10. Перекрытие верхнее
11. Агрегат электронасосный ГЦН-4000/2
12. Блок парогенератора-ГЦН
13. Фильтр

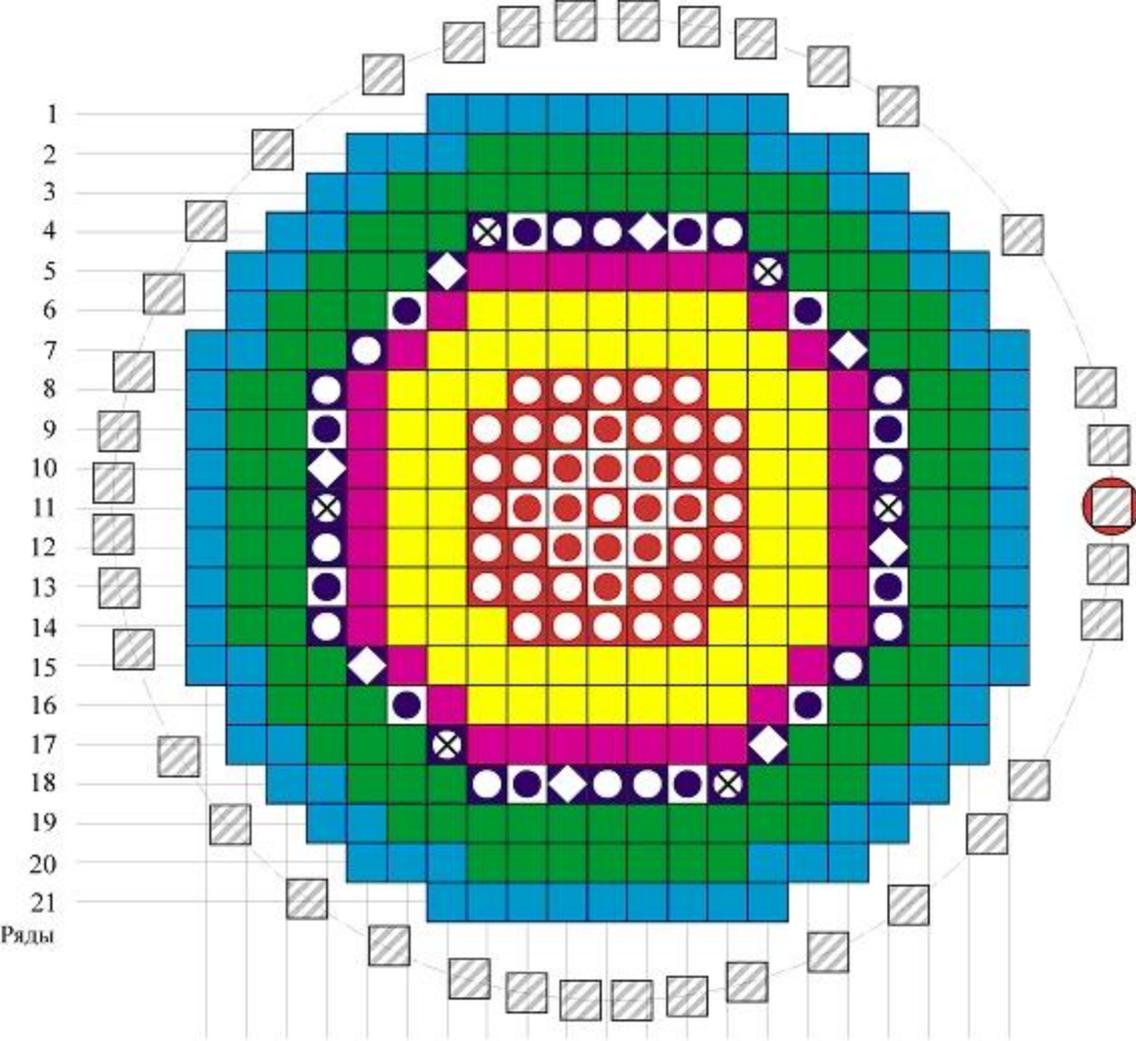
Рисунок 1 Продольный разрез реактора БРЕСТ-ОД-300



- 1 — шахта реактора;
- 2 — блок корпусов;
- 3 — корзина активной зоны;
- 4 — активная зона;
- 5 — трубопровод коллектора;
- 6 — блок ПГ-ГЦН;

- 7 — фильтр механический;
- 8 — главный циркуляционный насос;
- 9 — парогенератор;
- 10 — канал нормального и аварийного расхолаживания;
- 11 — теплообменник;
- 12 — штроба перегрузки

Рисунок 2 Поперечный разрез реактора БРЕСТ-ОЛ-300



	<i>ТВС АК31 с РО ЦСО</i>	33		<i>РО АЗ</i>	12
	<i>ТВС АК31-01 с РО ЦСОТ</i>	12		<i>УПОС</i>	8
	<i>ТВС АК32</i>	64		<i>Блок отражателя выемной</i>	108
	<i>ТВС АК33</i>	36		<i>Блок отражателя стационарный</i>	80
	<i>РО КР</i>	14		<i>Гильза внутриреакторного хранения ТВС</i>	36

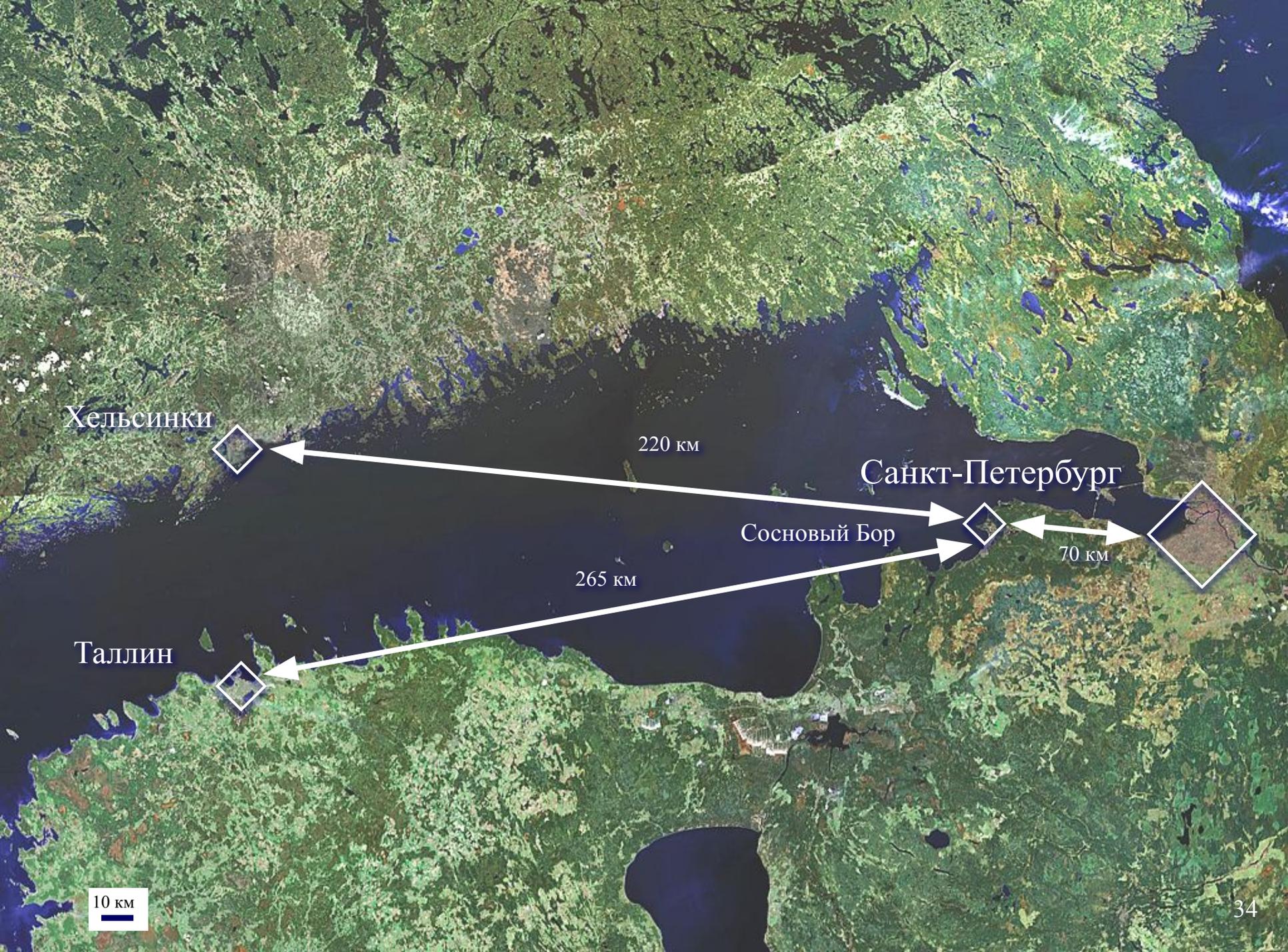
В 2010 году правительство РФ утвердило федеральную целевую программу «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010—2015 гг. и на перспективу до 2020 г.», в которой был провозглашён курс на создание замкнутого топливного цикла и осуществления проекта коммерческого реактора на быстрых нейтронах.

В связи с этим в программе предусмотрена разработка проектов реакторов на быстрых нейтронах со свинцовым, натриевым и свинцово-висмутовым теплоносителем, что, возможно, приведёт к осуществлению проекта БРЕСТ, однако следует отметить, что кроме него в программе будут участвовать и другие инновационные проекты: БН-1200 (с натриевым теплоносителем) и СВБР (со свинцово-висмутовым теплоносителем).

Активная зона набирается из ТВС с бесчехловыми пучками стержневых твэлов с (U-Pu-MA)N таблеточным топливом равновесного состава, контактным теплопроводным подслоем и оболочкой из 12%Cr-1%Si стали ферритно-мартенситного класса. Свойственного сталям этого класса низкотемпературного радиационного охрупчивания удастся избежать благодаря высокой температуре начала облучения. Радиальное профилирование энерговыделения и одновременно расхода теплоносителя осуществляется изменением диаметральных размеров твэлов, возрастающих от центра к периферии, при однородном шаге размещения сборок и составе топлива загружаемых ТВС. Особенностью активной зоны с топливом равновесного состава является стабилизация пространственного распределения мощности по ТВС и твэлам.

Сталь-свинцовый отражатель формируется из очехлованных блоков. В блоках, граничащих с активной зоной, установлены органы периферийной системы СУЗ: РО АЗ и РО КР-АР, содержащие пэлы с поглощающими таблетками из B_4C и Er_2O_3 соответственно, и пневмогидравлические устройства обратной связи эффективности отражателя по расходу. Эти устройства не входят в состав СУЗ, выполнены в виде колокола со столбами свинца, уровень которого поджат сверху газом и определяется напором теплоносителя на входе в активную зону.

В составе ТВС центральной подзоны профилирования размещаются двухпозиционные активно-пассивно гидроуправляемые РО ЦСО (центральной системы останова), плотность пэлов которых с полиборидом вольфрама несколько превышает плотность свинца. При снижении расхода теплоносителя в первом контуре ниже 0,25 от номинала происходит пассивное срабатывание РО ЦСО. Часть РО ЦСО снабжена инициаторами пассивного срабатывания по превышению выходной температуры теплоносителя заданного уровня. Все боросодержащие пэлы имеют вентилируемую конструкцию.



Хельсинки



220 км

Санкт-Петербург



Сосновый Бор

70 км



265 км

Галлин



10 км

Общие сведения

Установленная мощность станции – **4 000 МВт**

● Блок 1 **1973**

● Блок 3 **1979**

● Блок 2 **1975**

● Блок 4 **1981**

Проектная выработка — **28,0** млрд. кВт·ч/год

Проектный КИУМ — **79,9** %

Выработано
с начала эксплуатации — **824** млрд кВт·ч

Отпущено
в энергосистему — **757** млрд кВт·ч

что эквивалентно — **9,5 мес.** потребления
эл. энергии в РФ

ПЕРВАЯ ОЧЕРЕДЬ



ВТОРАЯ ОЧЕРЕДЬ



ЦЕНТРАЛЬНЫЙ ЗАЛ



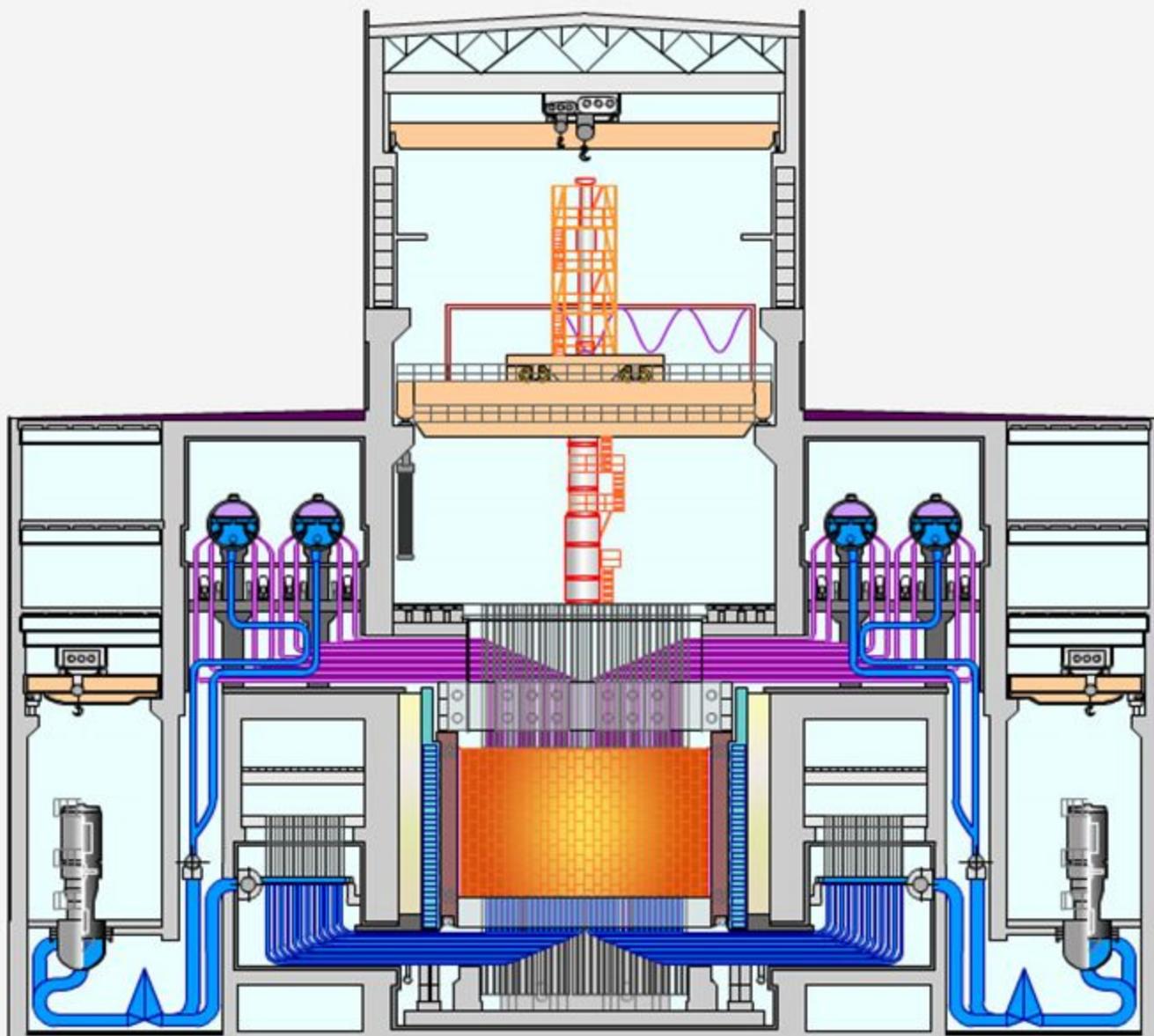
ТУРБИННЫЙ ЗАЛ



БЦУ



РУ РБМК-1000: основные характеристики



Номинальная
тепловая
мощность

Номинальная
электрическая
мощность

Давление в БС

Среднее
паросодержание
на выходе
из реактора

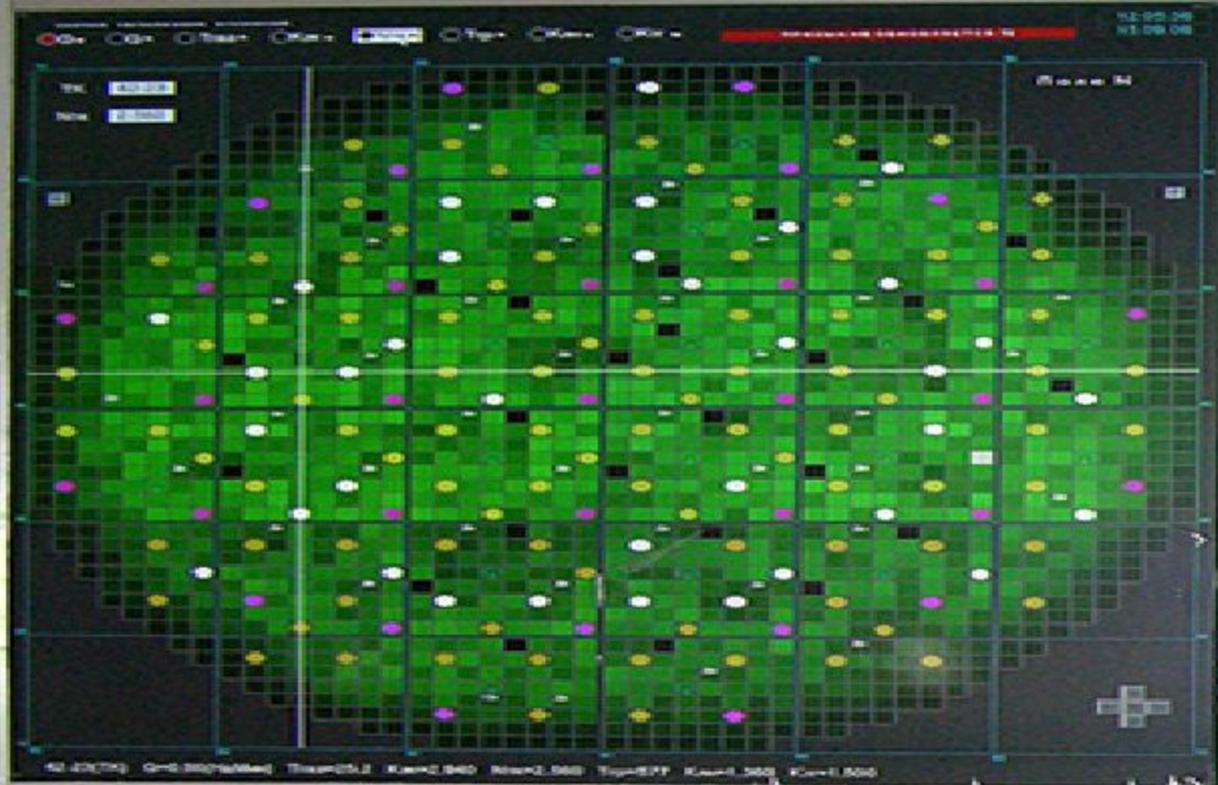
Высота активной
зоны

Диаметр
активной зоны

Шаг технологи-
ческой решетки

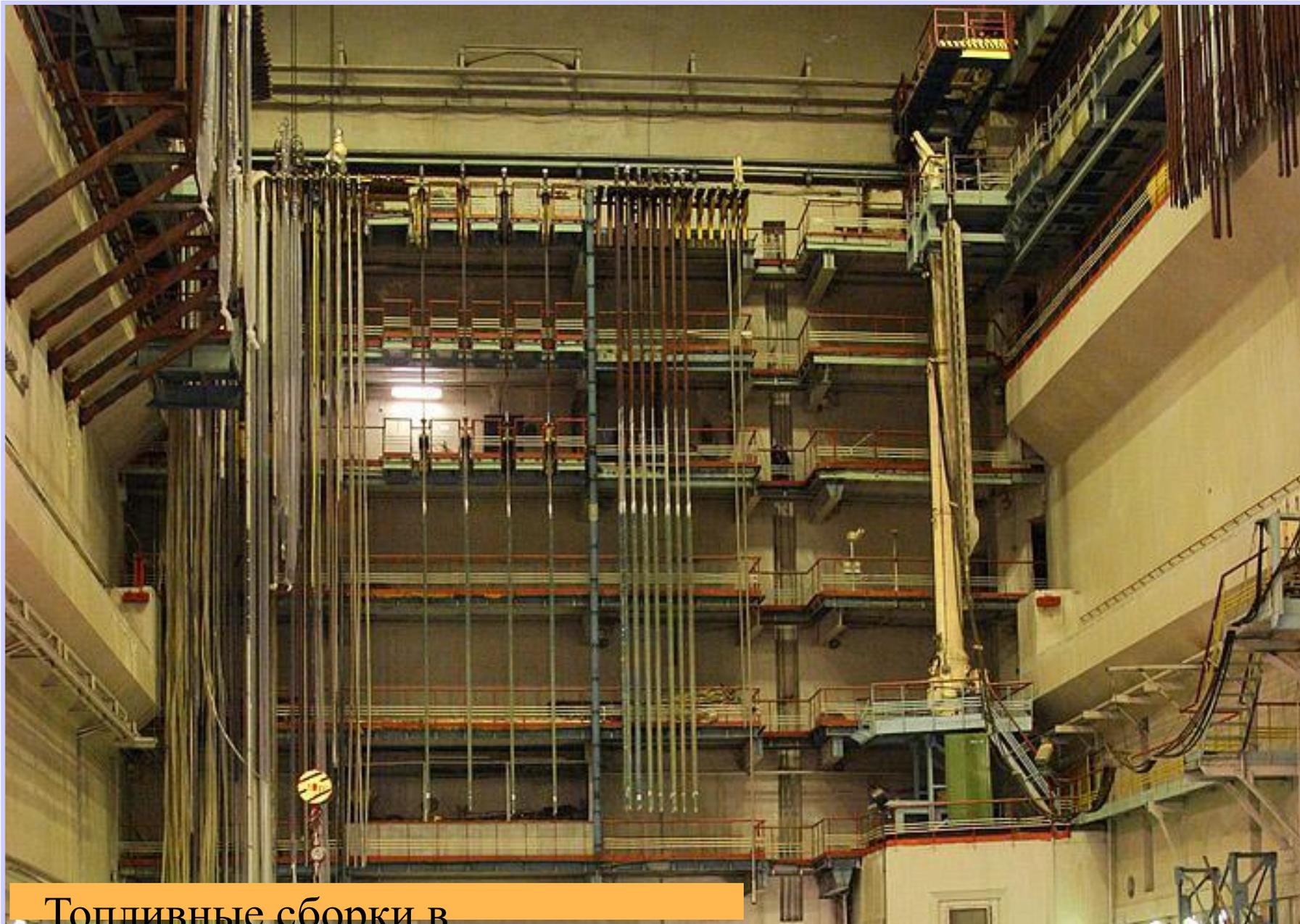
Количество топ-
ливных каналов

Количество
стержней СУЗ





ВЦУ-2. Место
ВИУР



Топливные сборки в
центральном зале



Системы контроля, управления и
защиты

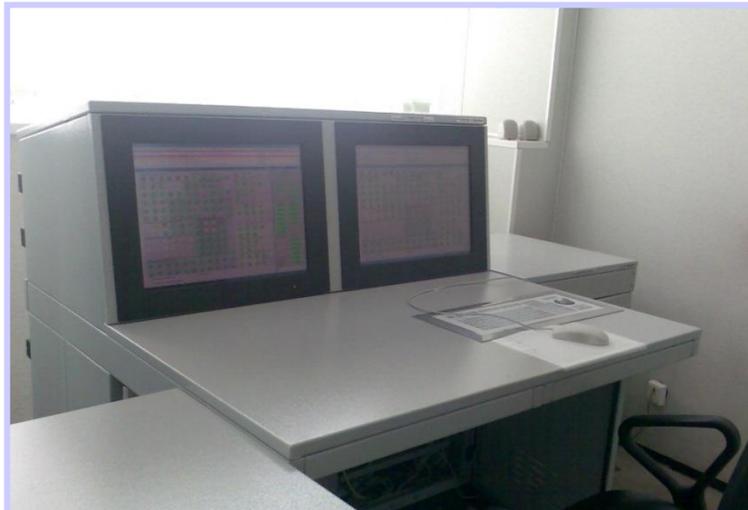


Хранилище ОЯТ

Радиационная безопасность



Комплекс ТРО



Оборудование системы АСКРО

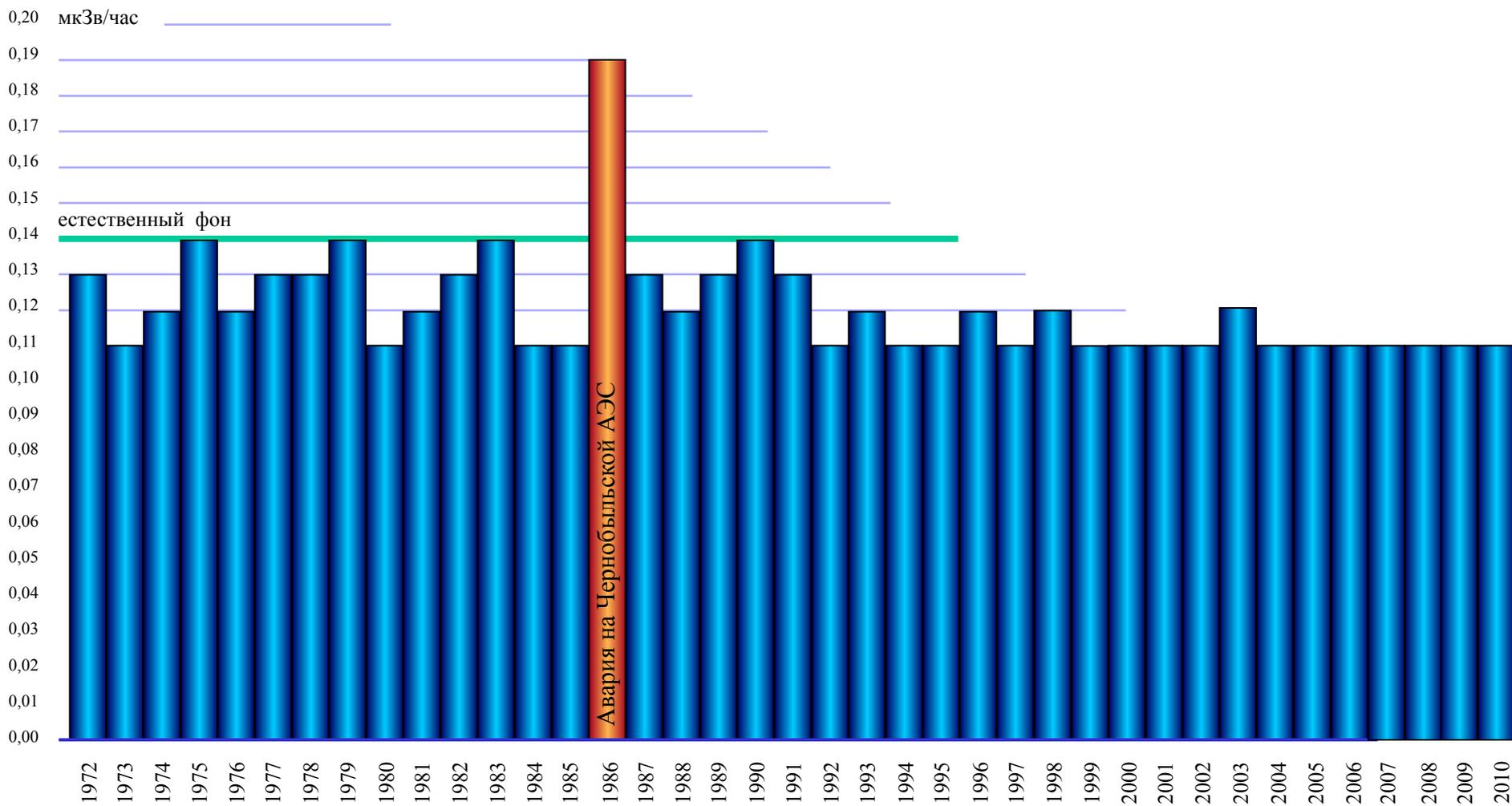


Центральный щит радиационного контроля



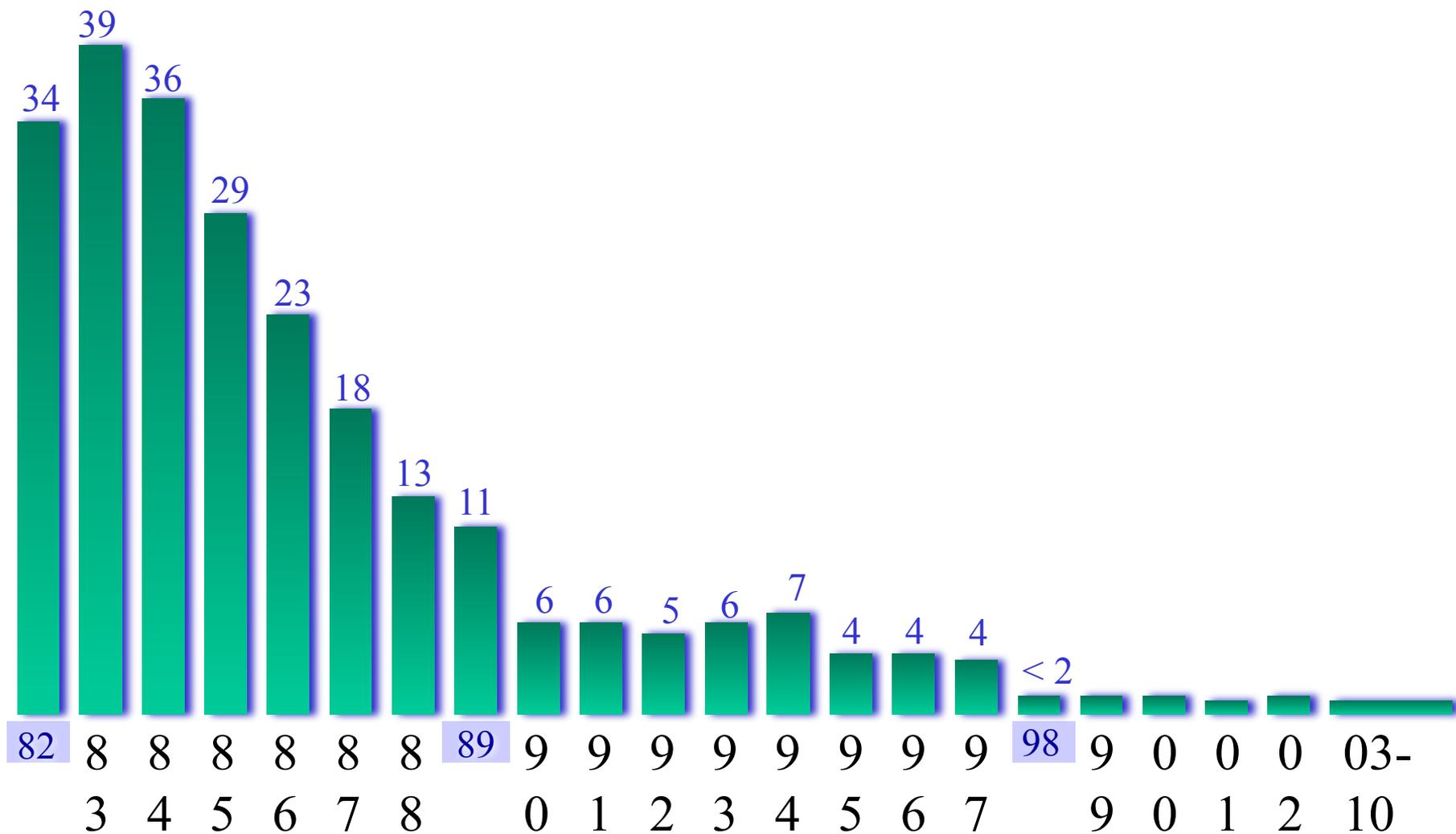
Оборудование системы АКРБ-08

Мощность дозы в районе Ленинградской АС



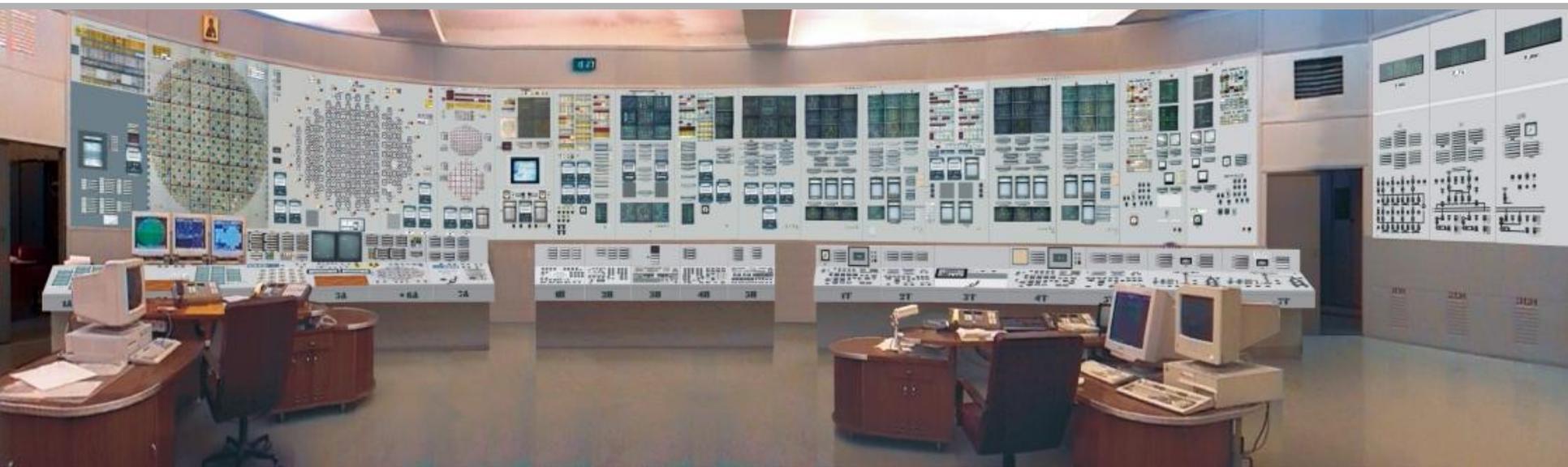
Колебания естественного фона 0,10-0,14 мкЗв / час не связаны с деятельностью ЛАЭС

Среднесуточные выбросы ИРГ, % от ДВ



Подготовка персонала





Полномасштабные тренажёры



Технические средства обучения



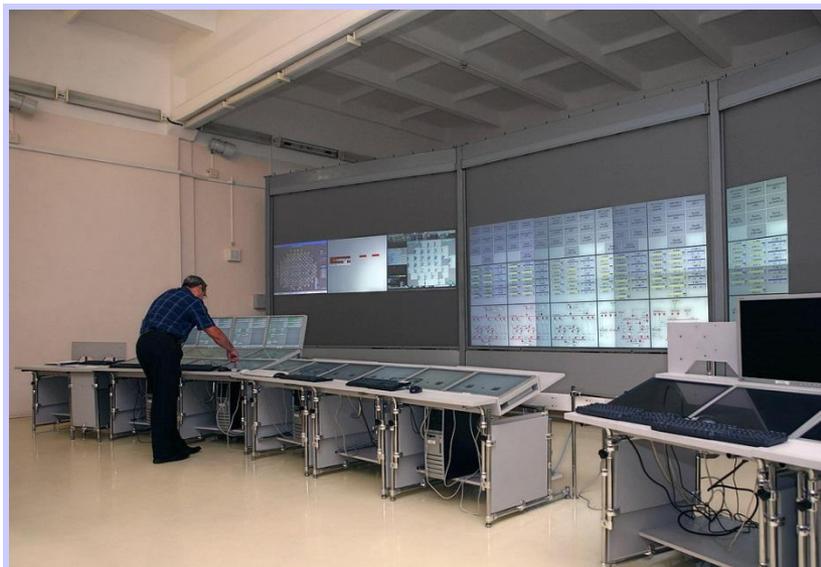
Панели БЩУ-Н



Виртуальный тренажёр РЗМ



Многофункциональный тренажёр



Стедн человекo-машинного интерфейса











КОКОН БЛОК

ELECTROLAB ОАО "КБСМ"

МБК

II



УКХ-109

МАССА БРУТТО 10000 КГ
ДАТА ИЗГОТОВЛЕНИЯ 04.2009
СЕР. N 4 С
ВЛАДЕЛЕЦ ЛАЭС
ИЗГОТОВИТЕЛЬ (ОАО) КБСМ/М



0001

СМ

