

МИНИСТЕРСТВО ВЫСШЕГО И СРЕДНЕГО СПЕЦИАЛЬНОГО  
ОБРАЗОВАНИЯ РЕСПУБЛИКИ УЗБЕКИСТАН

НУКУССКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ ПЕДАГОГИЧЕСКИЙ  
ИНСТИТУТ имени АЖИНИЯЗА

КАФЕДРА МЕТОДИКА ПРЕПОДАВАНИЯ ФИЗИКИ

Салиева Зияда Куатбаевна

Студентка 4-Г группы по специальности Методика преподавания физики и  
астрономии

*Дипломная работа*

**Двухконтурные атомные электростанции и их  
принципы работы.**

Научный руководитель:

проф. А.Жумамуратов

Зав.кафедры:

д.ф.м.н. А.Камалов

НУКУС – 2021

## **Двухконтурные атомные электростанции и их принципы работы**

Содержание		
Введение		3
1.1.	Часть 1. Первые реакция полученные Резерфордом	12
1.2.	История открытия нейтрона	15
1.3.	Взаимодействие нейтронов с ядрами	18
1.4	Активность радиоактивного вещества	22
2.	Часть 2. Двухконтурные атомные электростанции и их принципы работы.	25
2.1.	Двухконтурные АЭС	25
2.2	Оборудование реакторно-парогенераторного цеха	27
2.3	Система обеспечения безопасности АЭС с ВВЭР	37
Заключение		42
Используемые литературы		44
Список опубликованных работ З.Салиевой		45

## Введение

Попытки использовать управляемую ядерную реакцию для производства электричества начались в 1940-х годах в нескольких странах. В СССР во второй половине 40-х гг., ещё до окончания работ по созданию первой советской атомной бомбы (её испытание состоялось 29 августа 1949 года), советские учёные приступили к разработке первых проектов мирного использования атомной энергии, генеральным направлением которого стала электроэнергетика. В 1948 году по предложению И. В. Курчатова и в соответствии с заданием ВКП(б) и правительства начались первые работы по практическому применению энергии атома для получения электроэнергии.

3 сентября 1948 года в США впервые удалось запитать электроприборы с помощью электричества, полученного на графитовом реакторе X-10. В мае 1950 года в городе Обнинске, расположенном в Калужской области, началось строительство Обнинской АЭС. В том же 1950 году в США был создан реактор EBR-I недалеко от города Арко, штат Айдахо. Данный реактор 20 декабря 1951 года в ходе эксперимента выработал пригодное для использования электричество мощностью 800 Вт. После этого мощность реактора была повышена для обеспечения электроэнергией станции, на которой находился реактор. Это даёт право называть данную станцию первой экспериментальной АЭС, но при этом она не была подключена к энергетической сети. Обнинская АЭС мощностью 5 МВт была запущена 27 июня 1954 года в СССР. Она стала первой в мире атомной электростанцией, подключённой к общей электрической сети, хотя и производила электричество не в промышленных масштабах. В 1958 году была введена в эксплуатацию 1-я очередь Сибирской АЭС мощностью 100 МВт, впоследствии полная проектная мощность была доведена до 600 МВт. В том же году развернулось строительство Белоярской промышленной АЭС, а 26 апреля 1964 года генератор 1-й очереди дал ток потребителям. В





сентябре 1964 года был пущен 1-й блок Нововоронежский АЭС мощностью 210 МВт. Второй блок мощностью 365 МВт запущен в декабре 1969 года. В 1973 году запущен первый блок Ленинградской АЭС. За пределами СССР первая АЭС промышленного назначения мощностью 46 МВт была введена в эксплуатацию в 1956 году в Колдер-Холле (Великобритания). Через год в США вступила в строй АЭС Шиппингпорт мощностью 60 МВт. В 1959 году свою первую АЭС запустила Франция, 1961 — Германия, 1962 — Канада, 1964 — Швеция, 1966 — Япония. В 1976 году начались строительные работы на рекордном за всю историю атомной энергетики числе новых реакторов, 44 единицы. Годом ранее Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) выпустило прогноз, согласно которому к 2000 году суммарная мощность АЭС во всем мире достигнет 4000 ГВт или даже 7000 ГВт. Оценка оказалась завышенной в 10 раз. В 1979 году произошла серьёзная авария на АЭС Три-Мейл-Айлант, после чего США постепенно прекратили строительство атомных реакторов. К идее введения новых ядерных мощностей вернулась администрация Джорджа Буша младшего в начале 2000-х годов. Существовали планы серийного строительства реакторов третьего поколения, получившие неофициальное название «атомного ренессанса». На 2016 год четыре таких реактора строятся. В 1984 и 1985 годах рекордное число реакторов было введено в эксплуатацию, 33 единицы в каждом году. В 1986 году — масштабная катастрофа на Чернобыльской АЭС, которая, помимо непосредственных последствий, серьёзно отразилась на всей ядерной энергетике в целом. Она вынудила специалистов всего мира пересмотреть проблему безопасности АЭС и задуматься о необходимости международного сотрудничества в целях повышения безопасности АЭС. Под влиянием чернобыльской катастрофы Италия провела референдум, на котором большинство высказалось за закрытие АЭС страны. В результате, в 1990-х Италия прекратила эксплуатировать атомные станции. 15 мая 1989 года на учредительной ассамблее в Москве, было объявлено об официальном







образовании Всемирной ассоциации операторов атомных электростанций англ. WANO), международной профессиональной ассоциации, объединяющей организации, эксплуатирующие АЭС, во всём мире. Ассоциация поставила перед собой амбициозные задачи по повышению ядерной безопасности во всём мире, реализуя свои международные программы. К концу 1980-х годов темпы строительства атомных станций существенно замедлились. Тем не менее, в 1996 году доля атомной энергетики во всемирной генерации электричества достигла своего пика — 17,6 %. Большое влияние на атомную энергетику оказала катастрофа на АЭС Фукусима-1, произошедшая в марте 2011 года в Японии. Она возникла в результате воздействия на АЭС сильного землетрясения и последовавшего за ним цунами.

Современное состояние и перспективы 31 страна. Подавляющее большинство АЭС находится в странах Европы, Северной Америки, Дальневосточной Азии и на территории бывшего СССР, в то время как в Африке их почти нет, а в Австралии и Океании их нет вообще. В мире действует 451 энергетический ядерный реактор общей мощностью 394 ГВт. Ещё 41 реактор не производил электричества от 1,5 до 20 лет, причём 40 из них находятся в Японии. Согласно докладу о состоянии индустрии ядерной энергетики, на 2016 год в отрасли наблюдается спад. Пик производства ядерной энергии был зафиксирован в 2006 году (2660 ТВт). Доля ядерной энергетики в глобальном производстве электричества снизилась с 17,6 % в 1996 году до 10,7 % в 2015 году. 158 реакторов были окончательно остановлены. Средний возраст закрытого реактора составляет 25 лет. Кроме того, строительство 6 реакторов формально продолжается более 15 лет. За последние 10 лет в мире в эксплуатацию было введено 47 энергоблоков, почти все из них находятся либо в Азии (26 — в Китае), либо в Восточной Европе. Две трети строящихся на данный момент реакторов приходятся на Китай, Индию и Россию. КНР осуществляет самую масштабную программу строительства новых АЭС, ещё около полутора десятка стран

мира строят АЭС или развивают проекты их строительства. С учётом ввода в эксплуатацию ПАТЭС «Академик Ломоносов» в России действует одиннадцать станций. В то же время в мире существуют противоположные тенденции стагнации и даже отказа от ядерной энергетики. Как некоторые лидеры атомной энергетики (США, Франция, Япония), так и некоторые другие страны закрыли ряд АЭС. Италия стала единственной страной, закрывшей все имевшиеся АЭС и полностью отказавшейся от ядерной энергетики. Бельгия, Германия, Испания, Швейцария осуществляют долгосрочную политику по отказу от ядерной энергетики. Литва, Казахстан временно не имеют ядерной энергетики, хотя планируют вместо закрытых АЭС построить новые. Австрия, Куба, Ливия, КНДР, Польша по политическим, экономическим или техническим причинам остановили свои ядерные программы перед пуском своих первых АЭС, начатых строительством, хотя две последние страны планируют строительство АЭС вновь. Ранее отказывалась от атомной энергетики Армения, однако затем её единственная АЭС была пущена в эксплуатацию вновь. Имеющие АЭС Нидерланды, Тайвань, Швеция планировали отказаться от атомной энергетики, хотя пока приостановили такие мероприятия. Также имели ранее, но отказались от программ атомной энергетики не имевшие АЭС Австралия, Азербайджан, Гана, Греция, Грузия, Дания, Ирландия, Лихтенштейн, Люксембург, Малайзия, Мальта, Новая Зеландия, Норвегия, Португалия, Филиппины. Перспективы заявленного строительства новых АЭС в случаях некоторых стран также вызывают сомнения. Прослеживается тенденция к старению ядерных реакторов. Средний возраст действующих реакторов составляет 29 лет. Самый старый действующий реактор находится в Швейцарии, работает в течение 50 лет. В настоящее время разрабатываются международные проекты ядерных реакторов нового поколения, например ГТ-МГР, которые обещают повысить безопасность и увеличить КПД АЭС. В 2007 году Россия приступила к строительству второй в мире плавучей АЭС (после АЭС на судне

«Sturgis (англ.)русск.»), позволяющей решить проблему нехватки энергии в отдалённых прибрежных районах страны. Строительство столкнулось с задержками. Плавающая АЭС заработала в 2019 году (введена в промышленную эксплуатацию 22 мая 2020 года, время постройки составило 12 лет. Несколько стран, включая США, Японию, Южную Корею, Россию, Аргентину, ведут разработки мини-АЭС с мощностью порядка 10—20 МВт для целей тепло- и электроснабжения отдельных производств, жилых комплексов, а в перспективе — и индивидуальных домов. Предполагается, что малогабаритные реакторы (см., например, NuScale АЭС) могут создаваться с использованием безопасных технологий, многократно уменьшающих возможность утечки ядерного вещества<sup>[16]</sup>. Строительство одного малогабаритного реактора CAREM25 ведётся в Аргентине. Первый опыт использования мини-АЭС получил СССР (Билибинская АЭС). В 2019 году также стало известно, что Китайская государственная ядерная корпорация (CNNC) предполагает начать строительство первой в КНР плавучей АЭС. В 2018 году суммарно АЭС мира выработали 2560 ТВт·ч электроэнергии, что составило 10,7 % всемирной генерации электричества. На середину 2019 года количество действующих ядерных энергоблоков (без учёта временно остановленных) в мире составляет 453. Мировыми лидерами в производстве ядерной электроэнергии на 2018 год являлись:

- 
-  **США** (805,3 млрд Вт·ч/год), работает 99 атомных реакторов (19,3 % от вырабатываемой электроэнергии).
  -  **Франция** (395,9 млрд Вт·ч/год), 58 реакторов (71,7 % от вырабатываемой электроэнергии).
  -  **Китай** (277,1 млрд Вт·ч/год), 46 реакторов (4,2 % от вырабатываемой электроэнергии).
  -  **Россия** (191,3 млрд Вт·ч/год), 37 реакторов (17,9 % от вырабатываемой электроэнергии).

-  **Республика Корея** (127,1 млрд Вт·ч/год), 24 реактора (23,7 % от вырабатываемой электроэнергии).
-  **Канада** (94,4 млрд Вт·ч/год), 19 реакторов (14,9 % от вырабатываемой электроэнергии).
-  **Украина** (79,5 млрд Вт·ч/год), 15 реакторов (53,0 % от вырабатываемой электроэнергии).
-  **Германия** (71,9 млрд Вт·ч/год), 7 реакторов (11,7 % от вырабатываемой электроэнергии).
-  **Великобритания** (59,1 млрд Вт·ч/год), 15 реакторов (17,7 % от вырабатываемой электроэнергии).
-  **Швеция** (65,9 млрд Вт·ч/год), 8 реакторов (40,3 % от вырабатываемой электроэнергии).

Половина всемирной выработки электроэнергии на АЭС приходится на США и Францию. Крупнейшая АЭС в Европе — Запорожская АЭС в г. Энергодаре (Запорожская область, Украина), строительство которой началось в 1980 году. С 1996 года работают 6 энергоблоков с реакторами ВВЭР-1000 суммарной мощностью 6,0 ГВт (эл.). Крупнейшая АЭС в мире (по установленной мощности) — АЭС Касивадзаки-Карива (с 1997 года) находится в японском городе Касивадзаки префектуры Ниигата. Она имеет пять кипящих ядерных реакторов (BWR) и два улучшенных кипящих ядерных реактора (ABWR), суммарная установленная мощность которых составляет 8,212 ГВт (эл.). Однако станция не генерирует электричество с 2011 года. Поэтому крупнейшей в мире действующей является канадская АЭС Брюс с восемью тяжеловодными ядерными реакторами (PHWR) типа CANDU установленной мощностью 6,797 ГВт (эл.). Далее следует южнокорейская АЭС Кори с семью действующими энергоблоками (PWR) установленной мощностью 6,254 ГВт (эл.).

Ввод в эксплуатацию **первой в Узбекистане атомной электростанции** запланирован на 2028 год. Её строительство оценивается в



\$11 млрд. АЭС будет состоять из двух энергоблоков поколения «3+» с реакторами ВВЭР-1200. Общая мощность АЭС — 2,4 ГВт. Прогнозируется, что АЭС будет вырабатывать около 15 - 30 % всей электроэнергии в стране.

Еще в 80-е годы XX века поднимался вопрос о строительстве в Узбекской ССР атомной электростанции. Тогда по итогам изысканий было определено более 70 потенциальных площадок для АЭС.

По словам ныне директора Института ядерной физики АН Узбекистана Ильхама Садикова, после того, как в 2001 году вопрос строительства АЭС в республике был поднят вновь, эта тема оказалась под запретом. Считалось, что атомные электростанции в стране строить нельзя из-за высокой сейсмической активности в регионе. Узбекистан рассматривал варианты строительства АЭС компаниями из США, Китая, Франции, Южной Кореи. Тем не менее, окончательный выбор был сделан в пользу России. Как утверждает глава агентства «Узатом» *Джурабек Мирзамахмудов*, данное решение было принято «сугубо исходя из экономических интересов республики» и не является «спонтанным или политическим».

29 декабря 2017 года правительства России и Узбекистана заключили соглашение о сотрудничестве в атомной энергетике. Подготовка документа заняла полгода. После подписания соглашения глава «Росатома» Алексей Лихачев заявил: «Наше предложение — строить здесь, в Узбекистане, станцию из двух блоков поколения „3+“ ВВЭР-1200 в те сроки, которые узбекская сторона посчитает приемлемыми для себя. Наш опыт строительства таких станций весьма солидный». Выступая 5 января 2018 года на внеочередной сессии Кенгаша народных депутатов Ташкентской области, президент Узбекистана Шавкат Мирзиёев прокомментировал подписанное соглашение:

*« Впервые в истории подписано соглашение о строительстве АЭС, мы думаем о завтрашнем дне. Нужно задаться вопросом, что »*

*достанется будущему поколению.*

В конце марта 2018 года было отобрано порядка 10 потенциальных площадок для строительства АЭС. 19 июля 2018 года было учреждено Агентство по развитию атомной энергетики при Кабинете Министров Республики Узбекистан («Узатом»). В феврале 2019 года агентство вошло в состав вновь образованного Министерства энергетики Узбекистана. 20 июля 2018 года в целях подготовки высококвалифицированных специалистов в области ядерной физики, в том числе для нужд энергетики, был учрежден филиал МИФИ в Ташкенте. 7 сентября 2018 года в Москве было подписано соглашение о строительстве АЭС на территории Узбекистана. 9 октября 2018 года стало известно, что приоритетной площадкой для строительства АЭС выбрана местность возле Тудакульского водохранилища на границе Бухарской и Навоийской областей. Позже она была заменена на местность рядом с озером Айдаркуль в Фаришском районе Джизакской области, на границе с Навоийской областью. 19 октября 2018 года в ходе государственного визита президента России в Узбекистан состоялась церемония, посвященная началу реализации проекта по строительству первой АЭС в Узбекистане. Владимир Путин и Шавкат Мирзиёев нажатием символической кнопки дали команду к началу инженерных изысканий для выбора площадки строительства станции. 6 февраля 2019 года в целях реализации проекта по строительству АЭС на территории Республики Узбекистан при Агентстве «Узатом» образована Дирекция по строительству АЭС, которая является единым заказчиком строительства объекта, и которая в будущем будет трансформирована в эксплуатирующую организацию объектов атомной энергетики республики. 7 февраля 2019 года президент Узбекистана утвердил Концепцию развития атомной энергетики в Республике Узбекистан на период 2019—2029 годов и «дорожную карту» по её реализации. Согласно планам, для финансирования строительства АЭС

будет привлечен государственный кредит Российской Федерации. Сам проект по возведению электростанции разделен на 3 основных этапа:

- 2019—2020 годы — выбор площадки и лицензирование размещения АЭС;
- 2020—2022 годы — проектирование АЭС и объектов ее внешней инфраструктуры;
- 2022—2030 годы — строительство и ввод в эксплуатацию АЭС.

По словам Джурабека Мирзамахмудова, первый энергоблок атомной электростанции планируется запустить в 2028 году, второй — через 18 месяцев после даты запуска первого 2 мая 2019 года глава МИД России Сергей Лавров после переговоров с руководством Узбекистана заявил, что страны договорились о площадке, где будет строиться АЭС. 15 мая 2019 года стало известно, что первый этап инженерных изысканий по выбору площадки будущей АЭС завершен. 16 мая 2019 года «Росатом» и Министерство энергетики Узбекистана утвердили «дорожную карту» по реализации в 2019—2020 годах основных мероприятий по строительству атомной станции. В частности, документ оговаривает процесс подготовки сопутствующей документации. 17 мая 2019 года ГУП «Дирекция по строительству АЭС» агентства «Узатом» и АО «Атомстройэкспорт» заключили контракт на выполнение инженерных изысканий на площадке строительства АЭС для разработки технического проекта АЭС. 31 мая 2019 года стало известно, что приоритетной площадкой размещения АЭС определена местность вблизи озера Тузкан, воду из которого предполагается использовать для охлаждения реакторов. 10 июля 2019 года министр энергетики республики Алишер Султанов заявил, что Узбекистан планирует построить два дополнительных энергоблока атомной электростанции по 1,2 ГВт в дополнение к уже намеченному комплексу. «Два блока, которые мы строим по 1200 МВт, следом будет еще

два блока. Площадка выбирается с учетом того, чтобы расположить там четыре блока», — сказал Султанов.

---

### 1.1. Первые реакция полученные Резерфордам

Резерфорд разработал и количественную теорию рассеяния  $\alpha$ -частиц. В этой теории к взаимодействию  $\alpha$ -частицы с ядром применяется закон Кулона. Это, конечно, гипотеза, так как  $\alpha$ -частица может подходить к ядру на расстояния порядка  $10^{-12}$  см, а на таких расстояниях закон Кулона не был проверен экспериментально. Разумеется, движение  $\alpha$ -частицы в поле ядра Резерфордом рассматривалось классически. Применимость классической механики в рассматриваемом случае можно обосновать с помощью квантовой механики, возникшей несколько позднее. Наконец, масса ядра предполагается большой по сравнению с массой  $\alpha$ -частицы, так что ядро может считаться неподвижным. От последнего предположения легко освободиться, заменив массу  $\alpha$ -частицы приведенной массой. В опытах Резерфорда применялись очень тонкие металлические фольги с толщиной порядка  $10^{-5}$ — $10^{-4}$  см. В таких случаях при рассеянии на большие углы можно было не учитывать многократные столкновения  $\alpha$ -частицы с атомными ядрами. Вероятность двукратных, а тем более многократных столкновений с большими отклонениями ничтожна. Ничтожна вероятность рассеяния на большие углы и на электронах ввиду малости их масс. Многократные столкновения с ядрами и с электронами атомных оболочек играют роль только при очень малых углах рассеяния. Такие углы мы исключим из рассмотрения. Тогда, учитывая взаимодействие  $\alpha$ -частицы только с одним ядром, к которому  $\alpha$ -частица подходит наиболее близко, мы придем к задаче двух тел. От всех остальных ядер  $\alpha$ -частица проходит много дальше, и поэтому

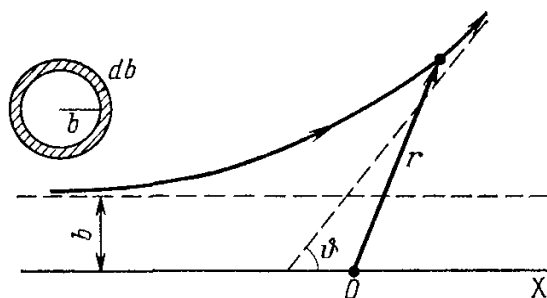


Рис. 1

взаимодействием с ними пренебрегается. Таким образом, теория Резерфорда применима для больших отклонений, когда отклонение вызывается только электрическим полем одного ядра, так что по сравнению с этим отклонением все прочие отклонения, вместе взятые, пренебрежимо малы. Соответствующее рассеяние называется Резерфордовским. Оно является упругим в том смысле, что кинетическая энергия  $\alpha$ -частицы в результате рассеяния не изменяется, т. е. не растрачивается на возбуждение атомов, а тем более атомных ядер.

Сформулированная задача формально аналогична задаче Кеплера о движении планеты вокруг Солнца. И тут и там сила взаимодействия тел— центральная и меняется обратно пропорционально квадрату расстояния между ними. В случае планеты это сила притяжения, в случае  $\alpha$ -частицы — сила отталкивания. Это проявляется в том, что планета (в зависимости от ее полной энергии) может двигаться и по эллипсу, и по гиперболе, а  $\alpha$ -частица — только по гиперболе. Но в математических вычислениях это не имеет значения. Угол рассеяния  $\alpha$ -частицы  $\vartheta$  равен углу между асимптотами ее гиперболической траектории (рис. 1). Для него была получена формула

$$\operatorname{ctg} \frac{\vartheta}{2} = \frac{mbv^2}{2Ze^2}$$

Здесь  $m$  — масса  $\alpha$ -частицы,  $v$  — ее скорость в «бесконечности», т. е. вдали от ядра,  $Z_e$  — заряд ядра,  $2e$  — заряд  $\alpha$ -частицы, равный удвоенному элементарному заряду  $e$ . (Число  $Z$  называется зарядовым числом ядра. Ради краткости его часто называют просто зарядом ядра, подразумевая, что за

единицу принят элементарный заряд  $e$ .) Через  $b$  обозначено прицельное расстояние, т. е. длина перпендикуляра, опущенного из ядра на невозмущенную прямолинейную траекторию  $\alpha$ -частицы (или, что то же самое, на касательную к реальной траектории, когда  $\alpha$ -частица находилась бесконечно далеко от ядра).

Экспериментальной проверке в области атомных явлений, разумеется, доступна не сама формула, а статистические следствия из нее. Введем так называемое дифференциальное эффективное сечение рассеяния. Обозначим через  $I$  интенсивность плоскопараллельного пучка  $\alpha$ -частиц, налетающих на ядро, т. е. число  $\alpha$ -частиц пучка, проходящих в единицу времени через единичную площадку, перпендикулярную к потоку. Из этого числа через элементарную площадку,  $d\sigma$ , также перпендикулярную к потоку, проходит  $dN_1 = I d\sigma$   $\alpha$ -частиц. После рассеяния эти частицы попадают в элементарный телесный угол  $d\Omega$ . Конечно, величина телесного угла  $d\Omega$  и направление его оси определяются величиной и положением площадки  $d\sigma$ . Поэтому  $dN_1$  имеет также смысл числа  $\alpha$ -частиц, рассеиваемых ядром в единицу времени в телесный угол  $d\Omega$ . Отношение  $dN_1 / I$  равно  $d\sigma$  и имеет размерность площади. Оно и называется дифференциальным эффективным сечением ядра для рассеяния  $\alpha$ -частиц в телесный угол  $d\Omega$ . Это понятие применяется к рассеянию не только  $\alpha$ -частиц, но и любых частиц, а также к другим процессам, происходящим с частицами. Таким образом, по определению

$$d\sigma = \frac{dN_1}{I},$$

т. е. дифференциальное эффективное сечение рассеяния есть отношение числа частиц, рассеянных атомом в единицу времени в телесный угол  $d\Omega$ , к интенсивности  $I$  падающих частиц. Определим теперь дифференциальное сечение для рассеяния  $\alpha$ -частиц на отдельном ядре атома. Задача сводится к

определению величины площадки  $d\sigma$ , пройдя через которую  $\alpha$ -частица после рассеяния попадает внутрь заданного телесного угла  $d\Omega$ . Возьмем за ось X прямолинейную траекторию той  $\alpha$ -частицы, которой соответствует прицельное расстояние  $b = 0$  (такая частица испытала бы с ядром лобовое столкновение). Используя цилиндрическую симметрию, для упрощения заменим  $d\sigma$  на кольцевую площадку  $d\sigma = 2\pi b db$ , перпендикулярную к потоку. Внутренний радиус такой площадки равен  $b$ , наружный  $b + db$ , а центр расположен на оси X. Интервалу  $b, b + db$  соответствует интервал углов рассеяния  $\vartheta, \vartheta + d\vartheta$ , причем по формуле

$$db = \frac{Ze^2}{mv^2} \frac{d\vartheta}{\sin^2(\vartheta/2)}.$$

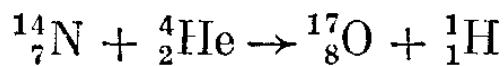
Введя телесный угол  $d\Omega = 2\pi \sin \vartheta d\vartheta$ , в который рассеиваются  $\alpha$ -частицы, прошедшие через кольцевую площадку, нетрудно получить

$$d\sigma = \left( \frac{Ze^2}{mv^2} \right)^2 \frac{d\Omega}{\sin^4(\vartheta/2)}.$$

В таком виде формула справедлива для любой элементарной площадки  $da$ , а не только для кольцевой. Она и называется формулой Резерфорда.

## 1.2.История открытия нейтрона

Нейтрон в ядерной физике и ее приложениях играет не меньшую роль, чем электрон в электронике. Хотя при изучении физики ядра мы все время имели дело с нейтронами, до сих пор ничего не было сказано об истории открытия этих частиц. А этот вопрос в учебнике, несомненно, представляет определенный интерес. Заполним теперь коротко этот пробел. Первая искусственная ядерная реакция



наблюдалась Резерфордом в 1919 г. Протоны в этой реакции регистрировались по сцинтилляциям, вызываемым ими на экране из сернистого цинка. После открытия реакции Резерфордом, Чедвиком и др. началось энергичное изучение аналогичных ядерных реакций. Однако до 1931 г. не существовало ускорителей, пригодных для этой цели. Искусственные превращения атомных ядер пытались осуществлять путем облучения их  $\alpha$ -частицами, особенно наиболее энергичными, испускаемыми  ${}^{214}_{84}\text{Po}$  (радиохимическое обозначение этого изотопа RaC). Было установлено, что многие элементы, преимущественно легкие, у которых кулоновский барьер сравнительно невысок, при таком облучении испускали протоны. Однако среди самих легких элементов оказались и такие, например Be и Li, которые при облучении  $\alpha$ -частицами протонов не испускали.

Был поставлен вопрос, не появляется ли при  $\alpha$ -облучении различных веществ какое-то новое излучение, которое не дает сцинтилляций на экране из сернистого цинка. Для ответа на этот вопрос Боте и Г. Беккер в конце 1930 г. заменили экран из сернистого цинка счетчиком Гейгера. В качестве источника  $\alpha$ -частиц был взят  ${}^{218}\text{Po}$  хотя энергия испускаемых им  $\alpha$ -частиц и не очень велика (25 МэВ). Такой выбор был сделан потому, что испускает только  $\alpha$ -частицы и не дает  $\beta$ - и  $\gamma$ -излучений, осложняющих опыт. Между источником  $\alpha$ -частиц и счетчиком Гейгера вводилась пластинка из исследуемого вещества, например бериллия, которая и подвергалась облучению. За облучаемой пластинкой можно было вводить свинцовые пластины различной толщины для суждения о поглощении неизвестных лучей, если таковые будут обнаружены. Опыт действительно показал, что при облучении некоторых веществ (бериллий, бор, литий) возникает какое-то излучение, вызывающее слабые разряды счетчика Гейгера. Особенно сильное излучение давал бериллий. Бериллиевые лучи, как мы будем



временно называть неизвестное излучение, оказались весьма проникающими. При прохождении через слой свинца толщиной 2 см интенсивность бериллиевого излучения уменьшалась всего на 13%. На основании этого можно было заключить, что бериллиевые лучи должны состоять из электрически нейтральных частиц, так как заряженные частицы ионизируют среду и поэтому поглощаются значительно сильнее. Из нейтральных же частиц в 1930 г. были известны только фотоны. Поэтому Боте и Беккер вполне естественно предположили, что бериллиевые лучи состоят из  $\gamma$ -квантов, и притом очень жестких. Однако при более подробных исследованиях это предположение не подтвердилось. Если бы бериллиевые лучи представляли собой  $\gamma$ -излучение, то по их поглощению в свинце, например, можно было бы оценить энергию соответствующего  $\gamma$ -кванта. Таким путем было найдено, что максимальная энергия  $\gamma$ -кванта должна быть около 7 МэВ. А это не согласовывалось с результатами, найденными из других опытов. Кроме того, поглощение  $\gamma$ -лучей тем больше, чем больше плотность поглотителя. Для бериллиевых лучей соотношение оказалось обратным. И. Кюри и Ф. Жолио-Кюри в 1932 г. повторили опыты Боте и Беккера, заменив счетчик Гейгера ионизационной камерой. Помещая между источником бериллиевых лучей и ионизационной камерой листы парафина, они обнаружили, что из парафина исходили протоны, максимальный пробег которых в воздухе достигал 26 см. Такому пробегу соответствовала энергия протона  $E=4,5$  МэВ. Появление протонов отдачи в этих опытах было непосредственно доказано путем наблюдения треков в камере Вильсона. Подобно парафину действуют также все водородсодержащие вещества. Зная максимальную энергию протонов, на основе гипотезы Боте и Беккера о природе бериллиевого излучения супруги Кюри вычислили необходимую максимальную энергию  $\gamma$ -квантов. Расчет производился следующим образом. Если протоны появляются под действием  $\gamma$ -квантов, то, очевидно, этот процесс есть комптон-эффект на протонах водорода, в котором их можно

считать свободными. Поэтому для изменения длины волны  $\lambda$ , при рассеянии  $\gamma$ -кванта на угол  $\vartheta$  можно воспользоваться известной формулой

$$\lambda' - \lambda = (h/mc)(1 - \cos \vartheta),$$

в которой, однако,  $m$  означает массу протона, а не электрона. Максимальное изменение длины волны получается при рассеянии назад, т. е. при  $\vartheta = \pi$ . В этом случае  $\lambda' - \lambda = 2h/mc$ .

Отсюда находим частоту  $\nu'$ , а затем и энергию выбитого протона:

$$\mathcal{E} = h\nu - h\nu' = \frac{h\nu}{1 + mc^2/2h\nu}$$

Поставляя сюда  $\mathcal{E} = 4,5$  МэВ,  $mc^2 = 938$  МэВ, вычислим  $h\nu = 48$  МэВ.

Такова должна быть энергия  $\gamma$ -квантов, чтобы при их рассеянии получились протоны требуемой энергии. Сами  $\gamma$ -кванты должны возникать в бериллии под действием  $\alpha$ -частиц, излучаемых полонием. Так как энергия последних всего 5,25 МэВ, то трудно допустить, чтобы они возбуждали  $\gamma$ -кванты столь высоких энергий. Кроме того, полученное значение 48 МэВ не согласуется с энергией 7 МэВ тех же  $\gamma$ -квантов, найденной по их поглощению.

### 1.3. Взаимодействие нейтронов с ядрами

Источники нейтронов. Источниками нейтронов могут являться:

- изотопные источники;

- фото нейтронные источники;
- ядерные реакторы;
- нейтронные генераторы и ускорители заряженных частиц.

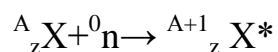
В изотопных источниках нейтроны рождаются в результате либо спонтанного деления, либо ядерной реакции ( $\alpha, n$ ) на легких ядрах, например,  ${}^9\text{Be}(\alpha, n){}^{12}\text{C}$ . В качестве источников альфа-частиц используются альфа-активные изотопы  ${}^{210}\text{Po}$ ,  ${}^{226}\text{Ra}$ ,  ${}^{239}\text{Pu}$ ,  ${}^{241}\text{Am}$ . Радий-бериллиевые (Ra-Be) и полоний-бериллиевые (Po-Be) источники, где атомы  $\alpha$  - излучателей  ${}^{210}\text{Po}$  или  ${}^{226}\text{Ra}$  равномерно перемешаны с атомами бериллия, испускают  $\alpha$  - частицы с энергиями 4,5-5 МэВ. Этой энергии хватает для преодоления высоты потенциального барьера ядра бериллия, составляющего около 4 МэВ. В результате взаимодействия испускаются нейтроны. В фото нейтронных источниках генерация нейтронов происходит в соответствии с реакцией ( $\gamma, n$ ). Многие естественные и искусственные радиоизотопы излучают  $\gamma$ -кванты, энергия которых больше энергии связи нейтронов в ядрах  ${}^9\text{B}$  (1,63 МэВ) и  ${}^2\text{H}$  (2,225 МэВ). Это и используют для получения нейтронов в реакциях  ${}^2\text{H}(\gamma, n){}^1\text{H}$  и  ${}^9\text{B}(\gamma, n){}^8\text{Be}$ . Если энергия  $\gamma$ -квантов постоянна, то получаются моноэнергетические нейтроны. В ядерных реакторах нейтроны образуются в результате реакции деления ядер топлива. В нейтронных генераторах обычно используются реакции  ${}^3\text{H}(d, n){}^4\text{He}$  и  ${}^2\text{H}(d, n){}^3\text{He}$ , максимумы сечения которых находятся при небольших энергиях. Эти реакции вызываются электростатический ускоренными дейтронами  $d$  (ядрами дейтерия). Классификация нейтронов.

Нейтроны подразделяются на:

- тепловые ( $E_n < 1$  эВ),
- промежуточные ( $1 \text{ эВ} < E_n < 0,1 \text{ МэВ}$ )
- быстрые ( $E_n > 0,1 \text{ МэВ}$ ).

Соответственно весь интервал энергий нейтронов разбивают на три области: тепловую, промежуточную и быструю. Промежуточные нейтроны с энергиями от 1 до 1000 эВ часто называют резонансными, а соответствующую область энергий нейтронов - резонансной. Иногда тепловые и резонансные нейтроны объединяют в одну группу медленных нейтронов. Взаимодействие нейтронов с ядрами. Поскольку нейтрон не

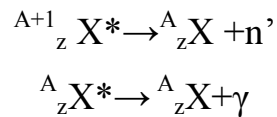
имеет электрического заряда, ему не приходится преодолевать заметную силу кулоновского отталкивания при приближении к атомному ядру. Следовательно, даже медленные нейтроны, имеющие ту же кинетическую энергию, что и обыкновенные молекулы газа, т. е. примерно 0,03 эВ при нормальной температуре, могут легко вступать во взаимодействие с ядром. , Вероятность взаимодействия между ядром и нейтроном для медленных нейтронов гораздо больше, чем для быстрых нейтронов с энергией порядка нескольких тысяч электрон вольт и выше. Этот факт, с точки зрения классической физики, объяснялся следующим образом: при столкновении нейтрона с ядром медленно движущийся нейтрон находится в среднем больше времени вблизи ядра, чем быстро движущийся. Однако в квантовой механике столкновение нейтрона с ядром рассматривается как взаимодействие нейтронной волны с ядром. Эффективная длина волны нейтрона обратно пропорциональна его скорости (энергии). Поэтому длина волны медленного нейтрона больше длины волны быстрого нейтрона и вероятность его взаимодействия с ядром соответственно увеличивается. Первичная классификация взаимодействий нейтронов с ядром сводится к двум процессам: упругое рассеяние в поле ядерных сил (обычно называют потенциальным рассеянием) либо захват нейтрона с образованием составного ядра. При первом взаимодействии перераспределяется только кинетическая энергия и импульс нейтрона и ядра-мишени. При захвате нейтрона ядром-мишенью образуется составное ядро в возбужденном состоянии:



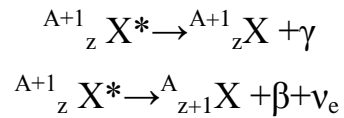
где  ${}^A_ZX$  -ядро-мишень с массовым числом  $A$  и зарядом  $Z$ ;  ${}^{A+1}_Z X$  — составное ядро; \* - индекс возбужденного состояния ядра.

Переход в невозбужденное состояние может осуществляться различными путями (каналами реакции):

2) неупругое рассеяние ( $n, n'$ ), сопровождается испусканием  $\gamma$ -квантов при переходе ядра в основное состояние:



3) радиационный захват ( $n, \gamma$ ). Иногда ядро-продукт получается неустойчивым и испытывает  $\beta$ -распад:



Захват нейтрона с последующим испусканием какой-либо частицы (или нескольких частиц) представляет собой ядерное превращение. Но испускаемой частицей может быть и нейтрон, тогда ядерного превращения нет, ибо конечное ядро не отличается от ядра-мишени. После испускания нейтрона конечное ядро может остаться в основном или в одном из возбужденных состояний. С энергетической точки зрения можно рассматривать рассеяние упругое с сохранением кинетической энергии и неупругое с потерей энергии, которая идет на возбуждение ядра отдачи. Эта энергия затем испускается в виде  $\gamma$ -излучения, а ядро-мишень возвращается в свое основное состояние. Расстояния между энергетическими уровнями ядра вблизи основного состояния приблизительно равны 0,1 МэВ для ядер со средними и большими массовыми числами, а для ядер с малыми массовыми числами эти расстояния больше. Следовательно, чтобы нейтрон испытал неупругое столкновение, он должен обладать энергией не менее 0,1 МэВ. Если же рассеивающее вещество имеет малое массовое число, то необходимая энергия будет еще выше. Отсюда, неупругое рассеяние - пороговая реакция. Энергия порога, равная энергии первого возбужденного уровня ядра, уменьшается с ростом массового числа  $A$  от нескольких миллионов электрон вольт до 0,1 МэВ. Следовательно, неупругое рассеяние нейтронов происходит только в быстрой области и преимущественно на тяжелых ядрах. Процесс упругого резонансного рассеяния с образованием составного ядра по результатам ничем не отличается от потенциального рассеяния. Однако вероятности этих процессов могут быть весьма различны

и по-разному зависят от кинетической энергии нейтрона. С ростом кинетической энергии налетающего нейтрона процессы становятся все более разнообразными. Например, если кинетическая энергия нейтрона больше энергии связи нейтрона в ядре-мишени, то становится возможным процесс с вылетом двух нейтронов из составного ядра. С дальнейшим ростом энергии нейтрона возможны процессы  $(n, p)$ ,  $(n, np)$ ,  $(n, 3n)$  и т. п. Эти процессы нашли широкое применение в ядерной технике, однако заметной роли в рассматриваемом интервале энергий они не играют. При реакции радиационного захвата  $(n, \gamma)$  ядро-мишень захватывает нейтроны и образует составное ядро в возбужденном состоянии. Затем избыток энергии испускается в виде одного или нескольких  $\gamma$ -квантов. Составное ядро переходит в основное состояние. Конечный продукт реакции представляет собой ядро с тем же атомным номером, что и ядро-мишень, но с массовым числом, большим на единицу. Захват нейтрона ядром с последующим испусканием  $\gamma$ -излучения должен быть связан с увеличением отношения числа нейтронов к числу протонов. Поэтому продукт реакции  $(n, \gamma)$  может быть радиоактивным, особенно когда отношение числа нейтронов к числу протонов в ядре-мишени уже близко к верхнему пределу устойчивости для данного атомного номера. Если полученное ядро неустойчиво, то обычно оно является излучателем отрицательных  $\beta$ -частиц, т. к. при этом типе распада лишний нейтрон заменяется протоном.

#### **1.4. Активность радиоактивного вещества**

Радиоактивный нуклид характеризуется среди других свойств своей активностью, т. е. количеством распадов в единицу времени, или числом ядер, которые распадаются в секунду. Единица активности радиоактивного вещества - беккерель (Bq или Bк). 1 беккерель = активности нуклида, в котором происходит 1 распад в секунду. Значения активности в беккерелях часто бывают величинами очень большими, т. е. даже в маленьких объемах вещества всегда имеется некоторое количество радиоактивных изотопов.

Например, находящаяся в теле каждого человека активность радионуклида калия-40 составляет около 4 000 Бк, а активность выброса радионуклида Cs-137 через вентиляционную трубу атомной станции составляет до  $1 \cdot 10^9$  Бк. В практике радиационной защиты широко используются производные количественные характеристики радиоактивного материала, содержащего активность  $A$ . Если активность равномерно распределена по объему материала  $V$ , то его радиоактивность характеризуют объемной активностью:

$$A_v = A/V.$$

Если активность равномерно распределена по массе материала  $m$ , то его радиоактивность характеризуют удельной активностью:

$$A_m = A/m.$$

Если активность равномерно распределена по поверхности материала  $S$ , то его радиоактивность характеризуют величиной поверхностной активности:

$$A_s = A/S.$$

Период полураспада радиоактивного вещества Ядра радиоактивных нуклидов распадаются, как правило, не сразу после своего образования, а спустя некоторое время. До своего распада ядро ничем не проявляет своей неустойчивости - во всех отношениях оно ведет себя подобно ядрам стабильных нуклидов и является центром нормального атома. Но в какой-то момент времени внезапно происходит акт распада - из ядра вылетает та или иная частица (или частицы), ядро меняет свои характеристики, соответственно меняется структура электронных оболочек атома. Для каждого отдельного ядра предсказать заранее момент распада абсолютно невозможно. Давно установлено, что время жизни ядра не зависит от времени рождения: ядро, просуществовавшее к данному моменту довольно долго, может прожить еще достаточно долгое время, а только что родившееся ядро может тут же распасться. На скорость радиоактивного распада нельзя повлиять внешними факторами - давлением, температурой и т. д. Самопроизвольный, или спонтанный характер радиоактивного распада

является одной из наиболее важных его особенностей. О радиоактивном распаде говорят только в качестве вероятности такого процесса. Эта вероятность характеризуется периодом полураспада  $T_{1/2}$ . Период полураспада - это время, в течение которого распадается половина имевшихся в начальный момент времени радиоактивных ядер:  $T_{1/2} = 0,693/\lambda$ , где  $\lambda$  - постоянная распада для данного радионуклида. Количество не распавшихся ядер с течением времени можно найти по формуле:  $N = N_0 \cdot e^{-t/\tau}$ , где  $N_0$  - число ядер в начальный период времени;  $t$  - время распада;  $\tau$  - среднее время жизни ядер радионуклида;  $T_{1/2}$  - период полураспада радионуклида.  $\tau = T_{1/2} \ln 2 = T_{1/2}/0,693$ .). Периоды полураспада различных радиоактивных изотопов имеют значение от долей секунды до миллионов лет. Радиоактивные изотопы, имеющие период полураспада менее суток, условно называются короткоживущими, а более суток - долгоживущими. Следует помнить, что если за время  $t=T_{1/2}$  распадается половина первоначального числа ядер радиоактивного вещества, то в течение следующего такого же интервала времени распадется половина остатка, т. е. всего за время  $t = 2T_{1/2}$  распадется  $3/4$  ядер, а  $1/4$  останется (рис.1). Теоретически радионуклид никогда не распадется полностью, однако для практических расчетов принято считать, что за 10 периодов полураспада радионуклид распадется полностью.



## Часть.2.

### Двухконтурные атомные электростанции и их принципы работы.

#### 2.1. Двухконтурные АЭС

Для двухконтурных АЭС основным серийным блоком в настоящее время является ВВЭР-1000 мощностью 1 млн. кВт. Упрощенная тепловая схема АЭС с ВВЭР представлена на рис 2.

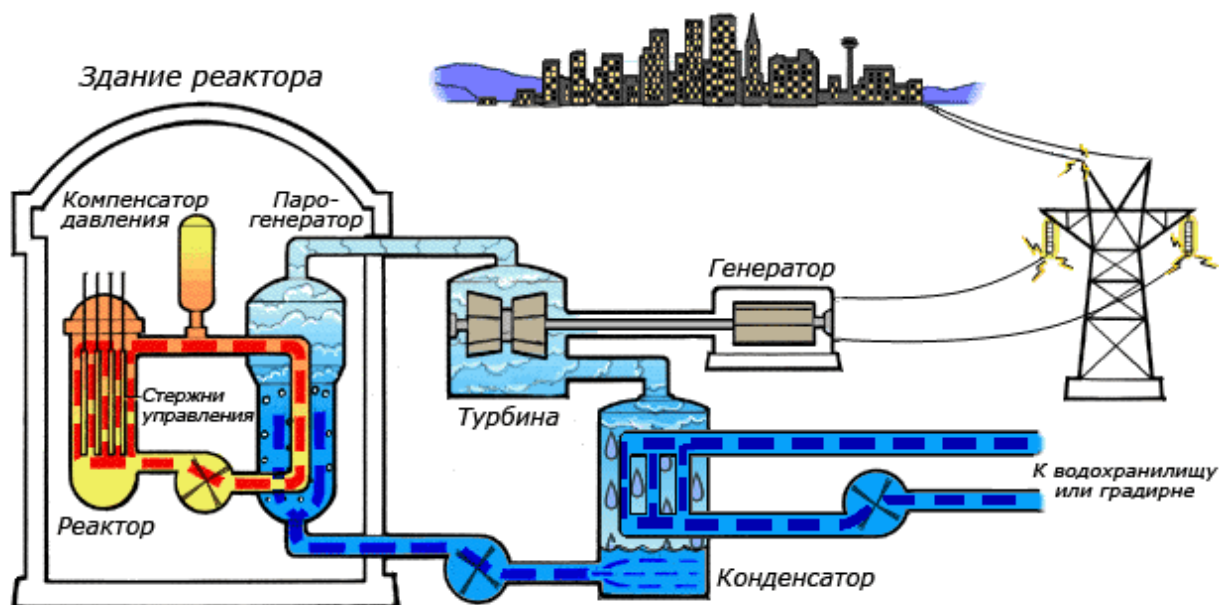


рис 2. Упрощенная тепловая схема АЭС с ВВЭР

На рис 3 представлен вариант генерального плана АЭС. Площадка для строительства АЭС выбирается в расчете на полную мощность АЭС, так же как и некоторые вспомогательные сооружения: корпус специальной вода очистки, пожарное дело, азотно-кислородная станция и др. региональный бассейн или любое другое устройство для охлаждения циркуляционной воды может, как и блоки, сооружаться очередями. Весьма важно взаимное расположение охладителя циркуляционной воды и открытого распределительного устройства с учетом «розы ветров» чтобы оградить последнее от льдообразования. Те же соображения относятся ко взаимному расположению вентиляционных труб и охладителя циркуляционной воды

чтобы предотвратить накопление в ее бассейне радионуклидов, выбрасываемых из трубы.

На рис. 3 показана АЭС, состоящая из четырех блоков. Такая АЭС строится в несколько очередей, а генеральный план разрабатывается для полной мощности АЭС. Каждый блок имеет свой отдельный главный корпус, хотя это увеличивает размеры площадки АЭС. Отказ от общего главного корпуса для всей АЭС связан, во-первых, с возросшими единичными мощностями блоков и, во-вторых, со стремлением избежать влияния на эксплуатируемые блоки строительства последующих.

Из рис. 3 видно, что главный корпус состоит из двух частей: реакторно-парогенераторного и турбинного цехов. Стены этих двух цехов расположены так, что в процессе строительства обеспечивается проход между ними крана, что создает удобства для монтажа.

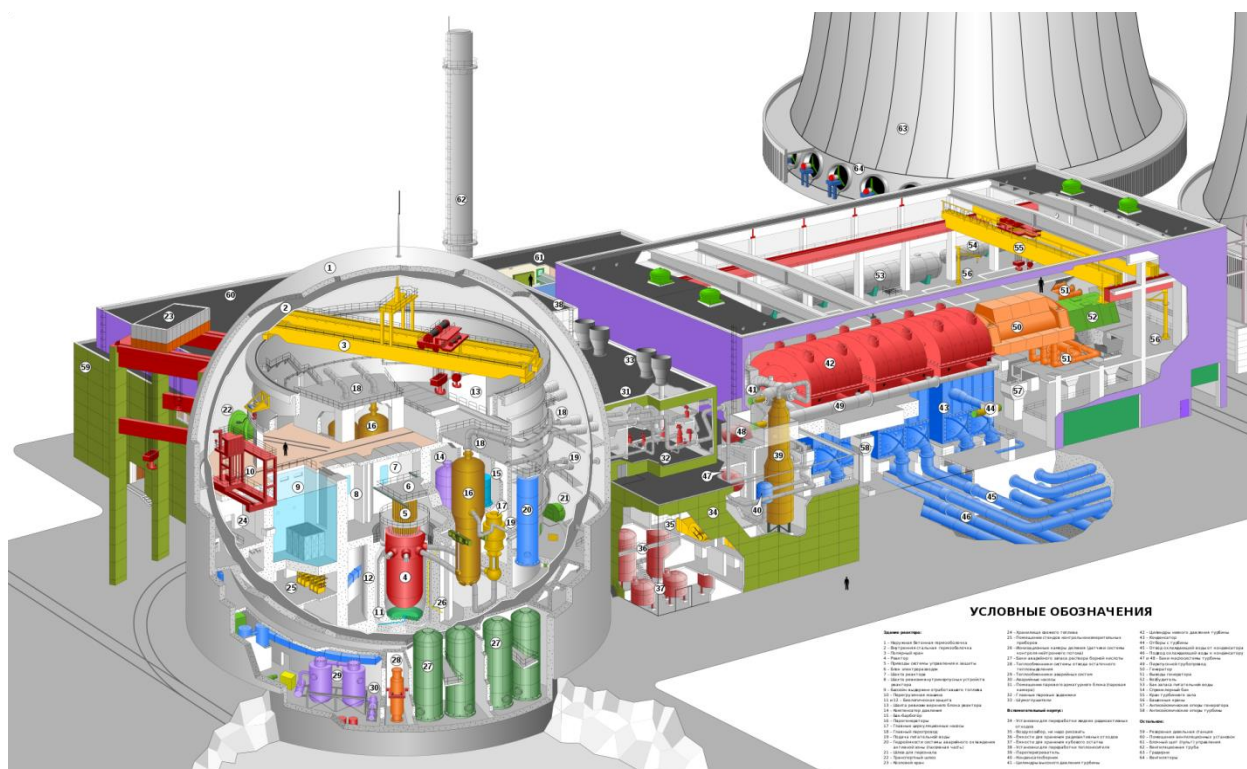


Рис 3. Генеральный план АЭС общей мощностью 4 млн к Вт с реакторами ВВЭР -1000

Герметичная цилиндрическая защитная оболочка: реакторно-парогенераторного цеха имеет квадратную обстройку, которая, с одной

стороны, использует пространство, освобождающееся после завершения работы крана. На обстройке, в частности, располагается вентиляционная труба блока на рис.3. Единый для всей АЭС корпус спец вода очистки имеет свою вентиляционную трубу. Весьма важно сооружение дизель-генераторной станции для каждого блока, причем в самостоятельных противопожарных ячейках каждой из них располагаются три отдельных дизель генератора - по числу каналов системы безопасности.

Азотно-кислородную станцию и мазута масло хозяйство располагают в отдельных зданиях вблизи пожарного депо.

## **2.2 Оборудование реакторно-парогенераторного цеха**

На рис. 4 представлен пример компоновки АЭС с ВВЭР-1000, из которого видно, что реакторно-парогенераторный цех двухконтурной АЭС располагается внутри герметичной железобетонной оболочки. Для реактора ВВЭР-1000 диаметр ее цилиндрической части составляет 47,7 м, а ее высота – 67,5 м. В верхней части она перекрыта сферическим куполом. Оболочка обеспечивает биологическую защиту и локализацию радиоактивности в нормальной эксплуатации. Кроме того, внутри оболочки реактор и парогенераторы разделяется круговой железобетонной стеной толщиной 1-1,5 м, предназначенной для биологической защиты.



Рис.4 Общая картина АЭС

Реактор (рис.4) располагается в железобетонной шахте, являющейся фундаментом для него и биологической защитой. Для перегрузки топлива между крышкой и верхним защитным колпаком реактора предусмотрен бассейн перегрузки.

Перегрузки топлива производится ежегодно, сменой  $1/3$  первоначальной загрузки топлива, для него необходимо снять крышку остановленного реактора. По этому над реактором должен быть предусмотрен мостовой кран, а в реакторном зале – место для установки крышки реактора и небольшой бассейн выдержки для приема выгружаемых кассеты, имеющий специальную систему для отвода остаточного тепловыделения.

Как видно из табл.1, число петель реактора ВВЭР-1000 равно 4. Циркуляция теплоносителя осуществляется главными циркуляционными насосами, установленными на холодной стороне каждой петли. Рост мощности реактора достигается не только за счет увеличения диаметра корпуса (диаметра активной зоны), но и за счет интенсификации теплового потока.

Таблица 1

Основные характеристики	ВВЭР- 210	ВВЭР- 365	ВВЭР- 440	ВВЭР- 1000
Электрическая мощность, МВт	210	365	440	1000
Число циркуляционных петель, шт.	6	8	6	4
Давление корпуса МПа	10,6	10,5	12,5	16,0
Температура воды на входе в реактор С	252	252	268	289
Температура воды на выходе в реактор С	273	280	301	322
Расход воды через реактор м <sup>3</sup> /ч	36500	49500	39000	76000
Удельная плотность теплового потока кВт/м <sup>3</sup>	214	428	440	632
Диаметр трубопровода реакторного контура, мм	550	550	550	850
Диаметр корпуса, м	3,8	3,84	3,8	4,5
Высота корпуса, м	11,14	11,8	11,8	10,85

На первых реакторах типа ВВЭР кроме ГЦН на петлях устанавливались задвижки для отключения и ремонта оборудования петли, в частности, парогенератора отключенной петли. Практика показала невозможность ремонта отключенной петли в связи с протечками через первоначально плотную задвижку. Поэтому никакой арматуры на петлях не применяют, а

при необходимости ремонта на какой-нибудь петле реактор останавливают. Следуют также иметь в виду, что задвижка на петле диаметром 550 мм и тем более 850 мм, по существу, является не арматурой, а вспомогательным устройством, которое само может быть источником аварийности.

В табл. 2 приведены основные гидравлические характеристики реакторных контуров.

#### Основные гидравлические характеристики реакторных контуров

таблица 2.

Характеристики	ВВЭР-440 при подаче ГЦН 6.5	ВВЭР-1000 при подаче ГЦН
Скорость, м\с		
В главных трубопроводах	9,6	9,3
Во входных патрубках реакторов	9,6	9,3
В опускной системе реактора	8,0	6,3
В активов зоне	3,5	5,3

Первоначально для реакторов ВВЭР-440 использовался бессальниковый гцн с погруженным электродвигателем для исключения потерь конденсата. Однако такие насосы имели очень малый КПД и, кроме того, их электрическая часть не была доступна, если требовался ремонт. Поэтому от них отказались и стали применять ГЦН с организованными протечками (см. табл.2 и 4), причем электрическая часть ГЦН располагается выше железобетонного перекрытия и доступна для ремонта (см. рис. 4), а рабочая радиоактивная часть – под перекрытием.



Собственно реакторный контур для ВВЭР-1000 составляют четыре петли – трубопроводы с установленными (вваренными) на них ГЦН. По всему контуру движется только однофазная среда, поэтому к выходной части одной из петель подсоединяется вспомогательная система компенсаторов объема, так как температура и, следовательно, удельный объем переменны. Такой компенсатор схематически показан на рис. 2. Более подробно его система приведена на рис. 5.

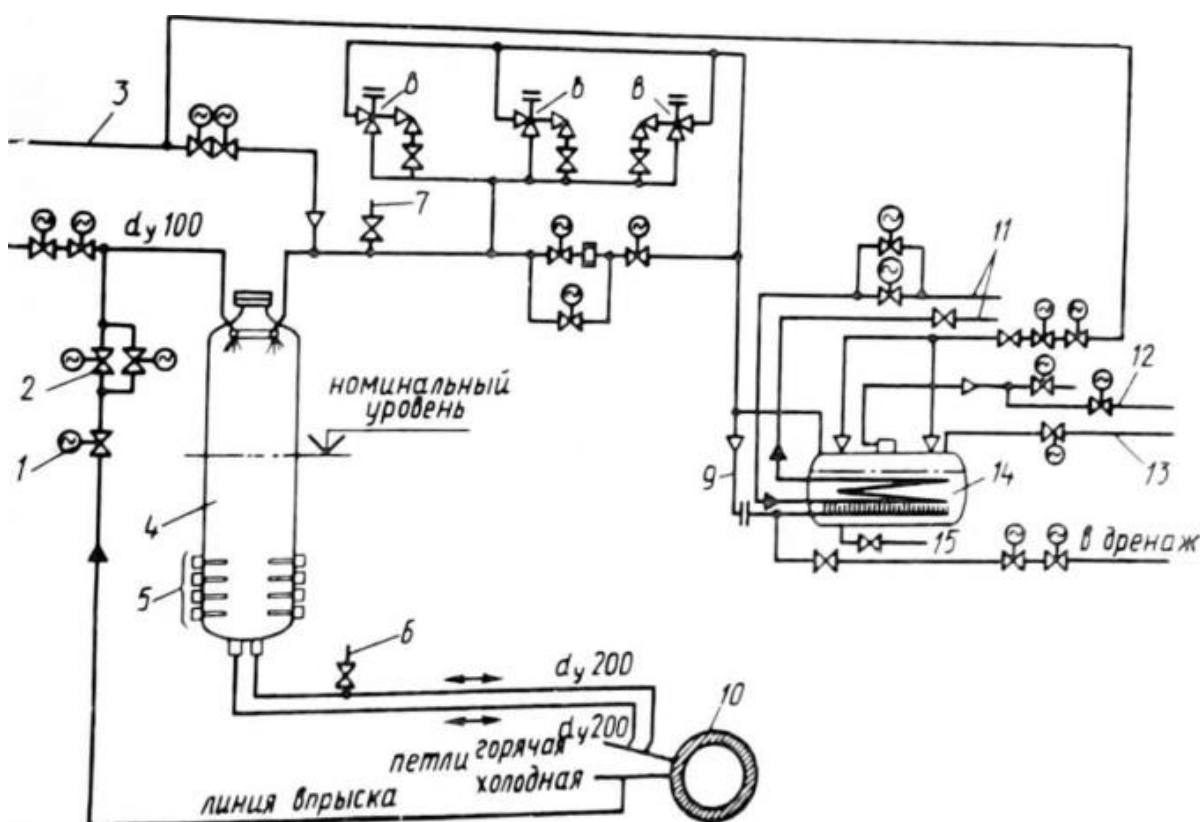


Рис.5

Эта система служит также для создания давления при пусках. Собственно компенсатор имеет объем водяной части 48 м<sup>3</sup> и паровой части 22 м<sup>3</sup>. В водяном объеме смонтированы электронагреватели, а к паровому объему подсоединены предохранительный клапаны, сброс из которых происходит не в атмосферу (среда радиоактивная), а в барометр по линии 9.

Для управления реактором существует система управления и защиты (СУЗ), используемая в сочетании с борным регулированием. Последнее

нашло свое отражение в организации водного режима реактора ВВЭР и его безопасной очистки, так называемой СВО-1, работающей непрерывно. В таб. 3 приведены характеристики водного режима реакторного контура ВВЭР

табл. 3

Показатели	Нормируемые значения	Примечания
Калий	2.5-12.0	Регулируется для поддержания значения рН при любых требуемых концентрациях борной кислоты . Однако не более концентрации при которой содержание водорода превышает 80 норм
Аммиак	>5.0	
Водород	3.-6.	Поддерживается за счет регулирования подачи аммиака
Кислород	0.01	Складывается самопроизвольно
Хлориды	0.1	-
Фториды	0.1	-
Борная кислота	До 160	В зависимости от технического режима ядерного реактора
Значения рН	5.7-10-2	Складывается в зависимости от концентрации борной кислоты , кадмия и аммиака

а на рис. 6 – оборудование безопасной очистки воды реактора ВВЭР-1000.



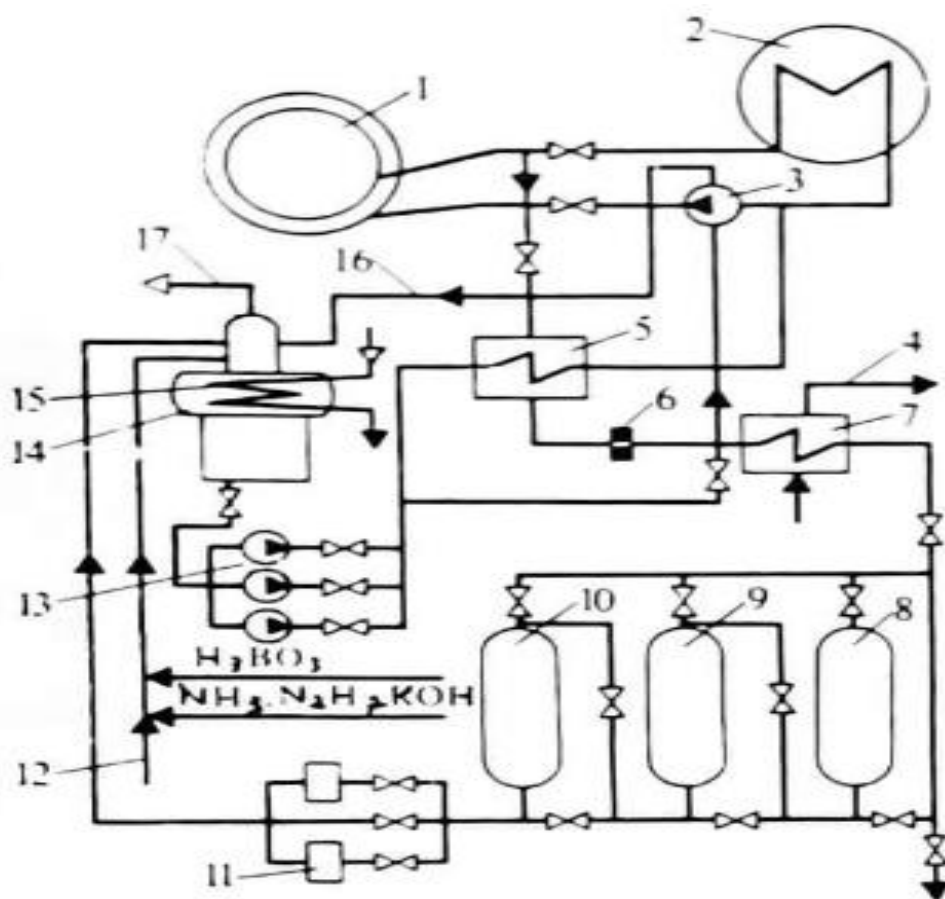


Рис.6

Назначение смешанного калий-аммиачного режима заключается в том, чтобы, во-первых, в условиях наличия борной кислоты обеспечить вводом едкого кали (KOH) достаточно низкие скорости коррозии сталей реакторного контура и, во-вторых, снизить интенсивность радиоллиза за счет водорода, получаемого вследствие радиационного разложения аммиака, не допуская, однако, слишком больших концентрации водорода, способных вызвать на вода рыжование сталей и их охрупчивание.

Как видно из рис. 6.3, реактор ВВЭР корпусного типа. Серьезным недостатком такого реактора является то что его корпус находится не только под весьма высоким давлением(до 16 МПа), но и испытывает воздействие нейтронного потока, которое может вызывать охрупчивание стали.

В состав реакторной петли входят также парогенераторы. В отечественной практике используется горизонтальный тип парогенератора(рис. 7),

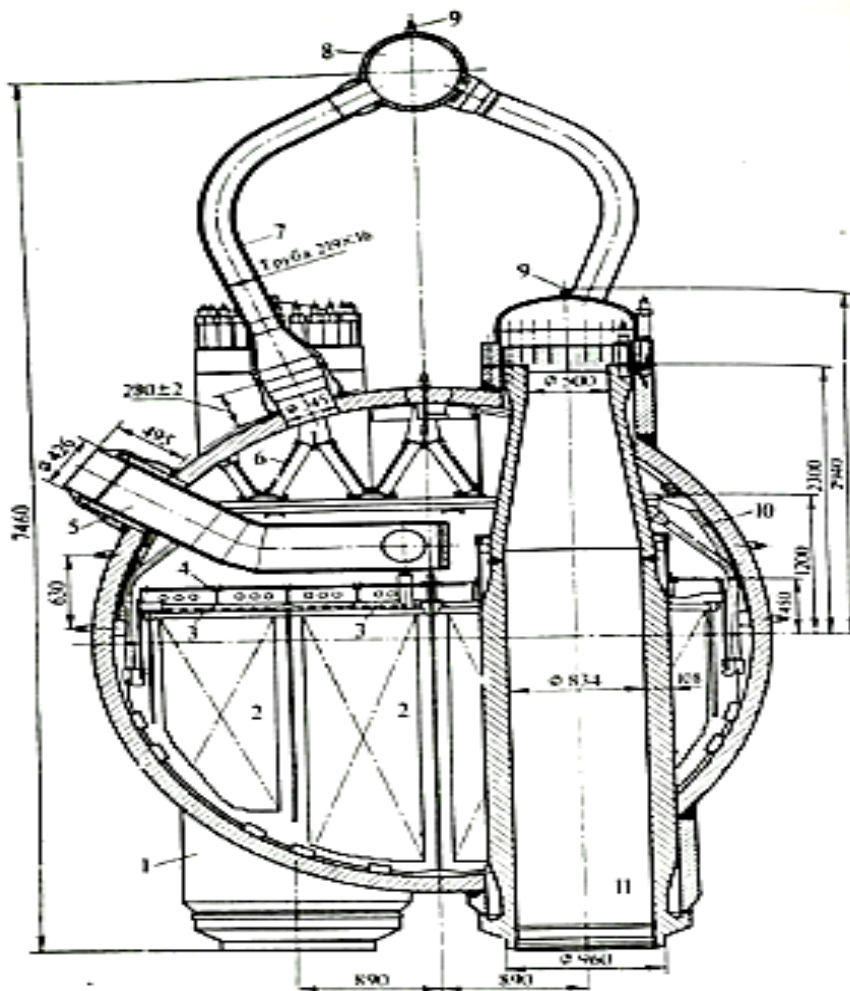


рис. 7

считающийся более надежный, чем вертикальный парогенератор, используемый на АЭС в капиталистических странах (табл. 4). В настоящее время рассматриваются такие же парогенераторы для перегретого пара при единичной мощности 375 МВт.

Характеристики	Блоки НВАЭС и их мощность			
	Первый 210 МВт	Второй 365 МВт	Третий и четверт ый по 440 МВт	Пятый 1000 МВт
Электрическая мощность одного парогенератора МВт	38,0	45,5	73,3	250
Давление насыщенного пара, МВт	3,2	3,3	4,7	6,4
Коэффициент теплопередачи кВт ( $\text{м}^3 \text{град}$ )	4,30	4,40	4,33	6,45
Средний логарифмический температурный напор С	25,1	25,5	21,4	23,8
Удельная плотность теплового потока к Вт $\text{м}^2$	108	112	93	153

Из табл.4 следует, что совершенствование парогенераторов идет не только в направлении увеличения единичной мощности, но и в направлении интенсификации теплового потока в основном за счет повышения коэффициента теплопередачи. Основная сложность в создании более мощных корпусных реакторов и парогенераторов заключается в стремлении сохранить «железнодорожные» габариты.

Парогенераторы имеют безопасную спец вода очистку (СВО-5) на продувочной воде. Размер продувки ограничен 0,5-1,0%. Ее нормирование

связано с ограничением содержания хлоридов, так как теплообменная поверхность выполнена из нержавеющей аустенитных сталей, склонных к коррозии под напряжением в присутствии хлоридов.

Тенденции повышения единичных мощностей проявляются при создании турбин насыщенного пара (табл.5).

Табл. 5

Характеристики	Блоки НВАЭС и их мощность				Серийные блоки ВВЭР 1000
	Первый 210 МВт	Второй 365 МВт	Третий и четвертый по 440 МВт	Пятый 1000 МВт	
Электрическая мощность одного парогенератора МВт	70	70	220	500	1000
Число турбин на блоки шт.	3	5	2	2	1
Давление насыщенного пара МПа	2,9	2,9	4,3	5,88	5,88

Ниже приведены действующие и строящиеся (табл. 6) энергоблоки АЭС с ВВЭР. При сопоставлении этих таблицей видно, что блоки ВВЭР-1000 будут строиться как на действующих АЭС, так и вновь сооружаемых (Татарская и др.).

табл.6

АЭС	Номер блока	Мощность блока МВт	АЭС	Номер блока	Мощность блока МВт
Калининская	3	1000	Хмельницкая	2	1000
	4	1000		3	1000
				4	1000
Балаковская	2	1000	Ровенская	4	1000
	3	1000			
	4	1000			
Татарская	1	1000	Южно Украинская	3	1000
	2	1000		4	1000
	3	1000			
	4	1000			
Башкирская	1	1000	Крымская	1	1000
	2	1000		2	1000
	3	1000			
	4	1000			

### 1.3. Система обеспечения безопасности АЭС с ВВЭР

Для безопасности работы АЭС решающее значение имеет безопасность работы реакторной установки, которая требует тщательного контроля

оборудования как при его изготовлении, так и во время эксплуатации. Все основные элементы реакторного контура должны иметь специальные устройства и приспособления для проверок, испытаний и наблюдения за их плотностью в течение всего срока эксплуатации установки.

В эксплуатации может возникнуть режим полного обесточивания станции в результате аварии энергосистемы, в которую входит АЭС. Как сказано в гл. 1, на электростанциях существует *расход электроэнергии на собственные нужды*, в том числе и в реакторных установках. В отношении допустимости перерыва в электропитании по условиям безопасности все потребители собственного расхода разделены на четыре группы. *Первая группа* не допускает перерыва в питании (в том числе и при авариях) более чем на доли секунды. К числу этих потребителей относятся приводы системы управления и защиты, системы питания контрольно-измерительных приборов и автоматики, аварийное освещение. *Вторая группа* допускает перерыв в питании на десятки секунд, но требует обязательного питания после срабатывания аварийной защиты (АЗ) реактора. К ней относятся все механизмы, обеспечивающие расхолаживание реактора. *Третья группа* допускает перерывы питания на время действия автоматики ввода резерва (АВР) и не требует обязательного питания после срабатывания АЗ реактора. *Четвертая группа* — все остальные потребители без особых требований к электропитанию. Безопасность реактора обеспечивается потребителями электроэнергии первой и второй групп. Для них кроме обычного электроснабжения от сети собственных нужд дополнительно предусматривают *систему надежного электропитания* переменного тока. Для первой группы потребителей в ее состав входит еще и сеть постоянного тока. В качестве аварийных источников электропитания собственных нужд предусматриваются *аккумуляторные батареи* и статические преобразователи с постоянного тока на переменный, обеспечивающие потребителей первой группы, и *автоматизированные дизель-генераторы*, являющиеся одной из важнейших частей системы безопасности реакторных

установок. Эти независимые источники питания переменным током с *быстродействующим автоматизированным запуском* обеспечивают потребителей второй группы.

В пределах самой АЭС возможны аварии, связанные с разуплотнением в элементах реакторного контура. Система обеспечения безопасности (СОБ) АЭС предусматривает четыре категории устройств: *устройства нормальной эксплуатации, защитные устройства, локализирующие устройства, система аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ)*. Устройства двух последних категорий рассчитывают на предельный случай так называемой *максимальной проектной аварии (МПА)*, под которой понимается местный полный поперечный разрыв трубопровода главного циркуляционного контура. Назначение этих систем — не допустить расплавления активной зоны и распространения радиоактивности за пределы защитных герметичных помещений АЭС даже при МПА. Эти системы включаются автоматически, частично или полностью в зависимости от тяжести аварийной ситуации.

Важным элементом системы по рис. 7 являются гидроаккумулирующие емкости, из которых вода поступает в реакторный контур в самом начале развития МПА; они расположены непосредственно у реактора, давление в них несколько меньше, чем в реакторе, а подсоединяют их выше (две емкости) и ниже (две емкости) активной зоны.

Устройства ликвидации аварии проектируют *трехкратными* по отношению к необходимому объему для ликвидации МПА. Каждая из трех таких систем располагается в отдельном помещении и не имеет связей с двумя другими; у каждой системы свой дизель-генератор на случай совпадения МПА с обесточиванием АЭС.

В состав устройств входят насосы высокого давления, имеющие своим назначением подпитку реакторного контура для компенсации малых утечек, и насосы низкого давления с теплообменниками, охлаждаемыми технической водой, которые включаются, если течь значительна. Для конденсации пара,

образующегося в результате снижения давления при разрыве трубопровода контура, и тем самым предотвращения повышения давления внутри защитных герметичных помещений сверх расчетного для них, каждая из трех систем имеет дополнительно *спринклерную* (разбрызгивающую) установку со своим *спринклерным насосом*.

На рис. 7. представлены системы локализации аварии и аварийного охлаждения реактора ВВЭР-1000. Весь реакторный контур, включая парогенераторы, расположен в герметичной железобетонной оболочке, представляющей собой *барьер локализации* и, кроме того, *защиту от падающих предметов*. Аварийное охлаждение реактора обеспечивается тремя независимыми системами, подсоединенными к реакторному контуру. При этом для ликвидации даже МПА достаточно включения одной из трех систем, то есть резервирование составляет 200%. Каждая из систем имеет бак аварийного запаса раствора бора 15, теплообменник расхолаживания 17, спринклерные насосы 19, насосы аварийного расхолаживания низкого давления 20.

В случае нарушения герметичности реакторного контура и небольшого истечения теплоносителя, включаются насосы теплоносителя высокого давления 18 с подачей раствора бора в контур. После обнаружения невозможности ликвидации малой течи работа блока может быть продолжена при снижении мощности, и принимаются меры для останова блока с использованием систем нормального расхолаживания.



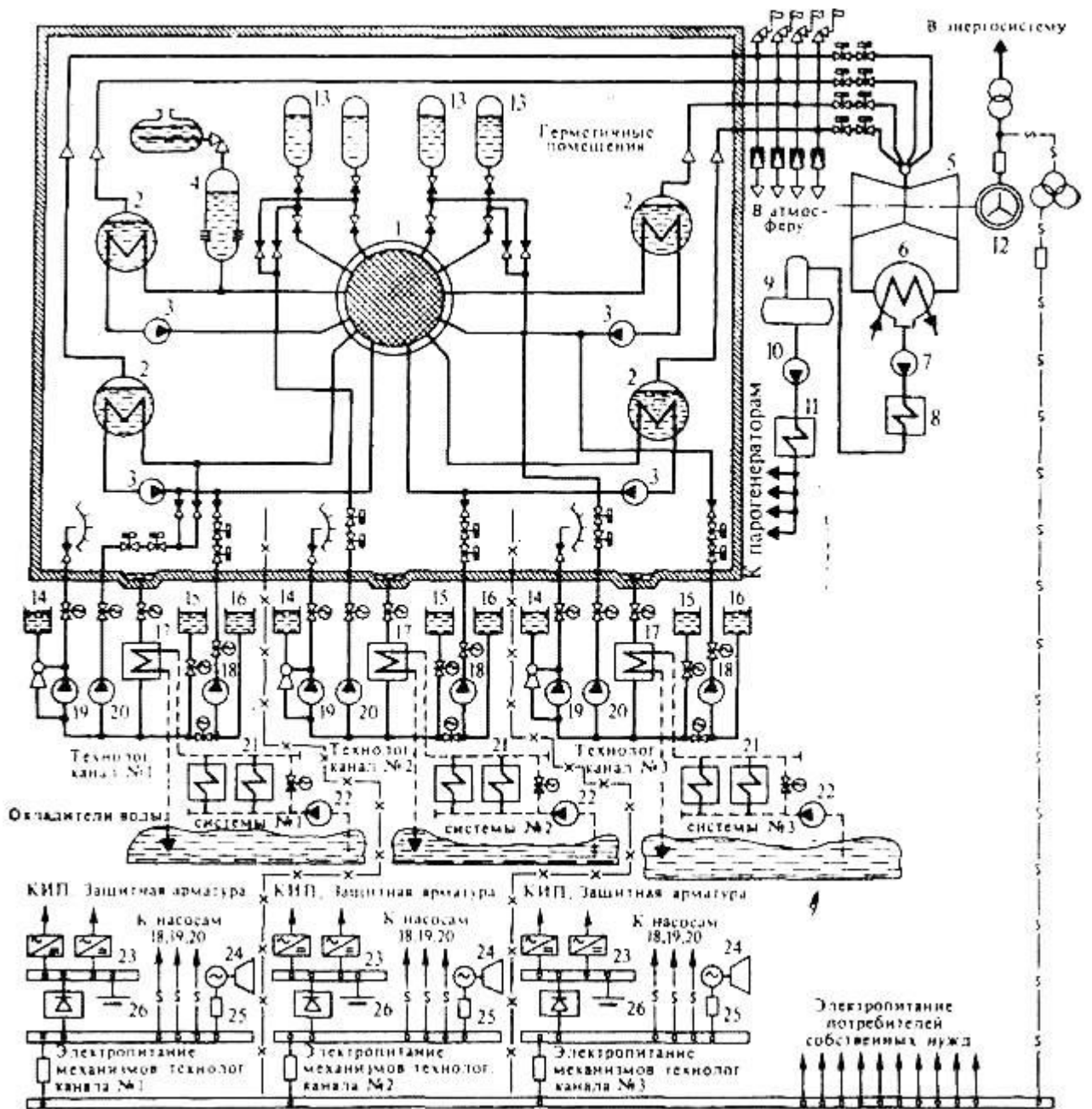


Рис.8. Принципиальная схема системы безопасности АЭС с реактором ВВЭР:

1 — реактор; 2 — парогенератор; 3 — ГЦН; 4 — компенсатор объема; 5 — турбина; 6 — конденсатор; 7 — конденсатный насос; 8 — группа ПВД; 9 — леаератор; 10 — питательный насос; 11 — группа ПВД; 12 — генератор; 13 — гидроаккумулирующая емкость; 14 — бак запаса гидразингидрата; 15 — бак аварийного запаса раствора бора; 16 — бак запаса борного концентрата; 17 — теплообменник САОЗ; 18 — насос высокого давления аварийной подачи раствора бора; 19 — спринклерный насос; 20 — насос аварийного расхолаживания низкого давления; 21 — теплообменники промежуточного контура технической воды; 22 — насос подачи технической воды; 23 — шины электропитания первой категории; 24 — дизель-генератор; 25 — шины электропитания второй категории; 26 — аккумуляторная батарея

## Заключение

Электростанции используются для выработки электрического тока, который необходим для нашего существования. Электричество применяется не только в бытовых, но и в промышленных областях. Соответственно, атомная электростанция так же вырабатывает энергию. В связи с тем, что для выработки любой энергии нужно топливо, по сравнению с другими электрическими станциями, атомная - самая экономичная. Как и на любом предприятии, на АЭС необходимо соблюдать технику безопасности, только в данном случае она имеет повышенные требования, так как в случае аварии получается огромный губительный эффект, поглощающий большое пространство. Принцип работы атомной электростанции вы видите на схеме. Нужен агрегат нагревающий воду и превращающий в пар, то есть пар как был, так и остается движущей силой, вода нагревается от ядерного реактора в котором под действием движения атомов происходит выделение энергии, в связи с чем происходит мощный нагрев, пар, как движущий элемент вращает турбину, которая соединена с генератором, который вырабатывает электричество.

Для АЭС в Узбекистане выбран самый безопасный реактор» — глава Минэнерго.

*Реактор, выбранный для строительства АЭС в Узбекистане, является самым безопасным на сегодня, заявил министр энергетики Алишер Султанов. Он разработан с учетом аварий на атомных станциях в Чернобыле и Фукусиме и обладает «уловителем расплава».*

Об этом заявил министр энергетики Алишер Султанов в интервью проекту Alter Ego. По поводу опасений населения о безопасности атомной станции глава Минэнерго пояснил, что любая страна при принятии решения о строительстве АЭС должна выполнить ряд требований, которые предъявляются Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ).

«Среди основных условий в требованиях МАГАТЭ есть общественное мнение. Где бы ни строилась атомная станция, в первую очередь, создается специальное подразделение, которое начинает работать с общественным мнением», — сказал министр и добавил, что для разъяснительной работы с населением, в том числе соседних стран, а также ответов на возникающие вопросы создается отдельный блок. «Конечно же, все сразу говорят „Нет, мы против“. Но атомная энергия является чистой энергией. Вы не засоряете атмосферу. Нету выбросов никаких», — подчеркнул Алишер Султанов. Он отметил, что Узбекистан обладает большими ресурсами ядерного топлива, а также историей ядерных технологий и науки в более чем 50 лет. Министр упомянул Институт ядерной физики и имеющийся исследовательский реактор. «Это просто грех не воспользоваться этим. Опыт есть, да. И положительный, и отрицательный. Тем не менее, реактор, выбранный для строительства АЭС в Узбекистане, на сегодняшний день является самым безопасным», — заявил глава Минэнерго. По его словам, реактор был разработан с учетом последствий аварий на атомных станциях в Чернобыле и Фукусиме. Это единственный реактор, обладающий на сегодняшний день «уловителем расплава» (устройство локализации расплава), добавил министр. «Поймите, атомная станция — это не только получение энергии. Это большая стройка. Это создание рабочих мест. Это развитие очень многих отраслей, не только науки, но и народного хозяйства. Это применение во всех сферах современных технологий. Ну почему мы должны стоять где-то там, сзади», — сказал Алишер Султанов. На счет кредита, привлекаемого на финансирование строительства объекта, министр выразил мнение, что история с внешними долгами немного раздута. «Порой бытует мнение, приходит инвестор, он со своими деньгами или берет кредит? Да какая разница, если он берет кредит, то это его деньги. Но, если ему дают кредит, мы должны радоваться. Почему? Значит к нам приходит инвестор, которого банкиры уважают и дают ему кредит. Значит, это платежеспособный инвестор. Когда мы берем кредит под тот или иной

проект, мы четко себе представляем, как будем возвращать этот кредит», — заключил глава Минэнерго.

### Используемые литературы

1. *под ред. проф. А. Д. Трухня.* Основы современной энергетики / под общ.ред. чл.-корр.РАН Е. В. Аметистова. — М.: Издательский дом МЭИ, 2008. — Т. 1. — С. 174—175. — 472 с. — ISBN 978 5 383 00162 2.
2. *Бекман И. Н.* Ядерная индустрия: Курс лекций/ Предотвращение загрязнения окружающей среды выбросами АЭС. — М.: Химический факультет МГУ. — С. 2—4. — 26 с.
3. Ядерная энергетика, человек и окружающая среда// Н. С. Бабаев, В. Ф. Демин, Л. А. Ильин и др - М.: Энергоатомиздат, 1984.
4. Нормы радиационной безопасности. Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений. — М.: Энергоиздат, 1981.
5. Воробьев Е. И. Радиационная безопасность АЭС//Атомная энергия, 1984
6. Маргулова Т. Х. Атомные электрические станции. — М.: Высшая школа, 1984
7. Информация об аварии на Чернобыльской АЭС и ее последствиях, подготовленная для МАГАТЭ//Атомная энергия.
8. Авария на Чернобыльской АЭС: год спустя/ В. Г. Асмолов, А. А. Боровой, В. Ф. Демин и др.//Атомная энергия 1988.

## 1. Список опубликованных работ Салаиева З.К.

№	Название научной работы	Печатный или письменный	Журнал, сборник (год, номер, листы), издательство или авторское свидетельство	Количество листов	Соавторы Ф.И.О.
Научные статьи					
1.	Төртінши тәртіпті теңлеме ушын аралас- шегаралық мәселени вариациялық- проекциялық усыллар менен шешиў	Печатный тезис	«Илим ҳәм тәлим- тәрбияның әҳмийетли мәселелери» атамасында Республикалық илимий-теориялық хәм әмелий конференция материаллары топламы. 4-бөлим Нөкис. НМПИ баспаханасы 2018 ж. 372 бет.	2-стр	Жумамур атов А.
2.	Жидкий натрий как теплоноситель реактора аэс	Печатный тезис	«Физика и экология» научно- практической конференции.( 2019-год 17-18 октябрь стр 6-8 )	1-стр	Жумамур атов А.