

ДОКУМЕНТАЛЬНІ МАТЕРІАЛИ

Документ № 1

Довідка про основні інженерно-технічні характеристики
проекту Чорнобильської АЕС.
19 вересня 1971 р.

Копія
Секретно

С П Р А В К А по Чернобыльской АЭС

В соответствии с директивами 24 съезда КПСС в Киевской области, Чернобыльском районе, вблизи деревни Копачи сооружается первая в СССР Чернобыльская АЭС электрической мощностью 2,0 млн квт.

АЭС строится по проекту, разработанному Уральским отделением ВГПИ Теплоэлектропроект, повторяющему по выбору и колигановке основного оборудования (реакторы, турбины, генераторы) принципиальные решения сооружаемых Ленинградской и Курской АЭС, пуски которых намечаются на 1972 и 1974 гг., соответственно.

В административно-хозяйственном отношении дирекция строящейся Чернобыльской АЭС подчинена Главатомэнерго Минэнерго СССР, а генеральным подрядчиком строительства является «Кременчуггэсстрой», подчиненный Главатомэнергострою того же Министерства.

Промплощадка АЭС располагается на левом берегу р. Припять, которая является источником подпитки замкнутой оборотной системы технического водоснабжения АЭС, основным сооружением которого является пруд-охладитель.

По условиям генплана АЭС, месторасположения относительно центров электронагрузки, водоснабжения и выдачи мощности в энергосистему в последующем возможно расширение АЭС до мощности 4,0 млн квт.

[...]

Реакторы изготавливаются и разрабатываются организациями Министерства СССР*.

Принципиальная схема АЭС — одноконтурная. Конструктивно реакторы представляют цилиндр диаметром 14,5 метра и высотой 14,75 метра, помещенные в бетонную луюолитную ячейку.

Активная зона реакторов имеет диаметр 11,8 метра и высоту 7,0 метра и состоит из 1693 технологических каналов (ТК). ТК представляют трубы, проходящие сквозь графитовую кладку специальной конфигурации, выполняющую функции замедлителя нейтронов, образующихся в результате ядерных реакций деления. В каждом ТК помещается тепловыделяющийся элемент (ТВЭЛ), состоящий из 18 стержней (трубок), изготовленных из циркония и свогосплава, в которых набраны таблетки обогащенной (до 1,8% по 235) двуокиси урана. Общая загрузка реактора составляет примерно 204 тонны.

Образующееся в результате ядерной реакции деления тепло (температура внутри стержня с таблетками достигает 2300°C и на поверхности порядка 830°C) отводится теплоносителем — водой, которая, проходя вдоль ТК (снизу вверх), нагревается до температуры насыщения, образуя пароводяную смесь с содержанием пара 17%.

Расход теплоносителя в количестве 31 тыс./м³/час прокачивается через активную зону реактора 8 главными циркуляционными насосами (ГЦН) производительностью по 5200 м³/час, из которых (при номинальной мощности реактора) работают 6 ГЦН и 2 ГЦН находятся в резерве.

[...]

Для аварийной защиты (мгновенного прекращения цепной реакции) имеются стержни АЗ (аварийной защиты) выполненные из бористой стали и удерживаемые в выведенном положении электромагнитами.

После прохождения активной зоны реактора пароводяная смесь поступает в барабан-сепаратор, где происходит ее разделение на воду и пар. Вода, отбираемая из нижней части барабан-сепаратора, подается на всос ГЦН, а насыщенный пар по паропроводу подводится через подогреватель-осушитель острого пара к цилиндру высокого давления турбины. В турбине происходит преобразование тепловой энергии пара в механическую энергию вращения ее ротора, который, будучи соединенным с ротором-генератором, вращает его, преобразуя эту энергию в электрическую, снимаемую с клемм генератора в виде полезной мощности (нагрузки).

Прошедший цилиндр высокого давления и сепаратор-подогреватель, пар подается к 4 цилиндрам низкого давления. Выхлопы цилиндров низкого давления соединяются с конденсаторами, в которых пар конденсируется. Конденсат через систему регенеративных подогревателей (4 последовательно подключенных ПНД и деаэрактор), где он подогревается, возвращается в цикл (на вале ГЦН).

* Так у текстi. — Упорядники.

Такова принципиальная схема работы ядерно-энергетической установки, имеющей один рабочий контур теплоносителя (воды) и рабочего тела (пара).

Рабочая компания * загруженного в реактор горючего (по расчету) составляет 1190 суток, при этом степень обогащения двуокиси урана снижается до 0,36% (происходит «выгорание» горючего). Отработавшие ТВЭЛ извлекаются из реактора, выдерживаются для снятия остаточного тепловыделения и дезактивации в водном бассейне и далее отправляются на специальные предприятия для регенерации (извлечения «невыгодного» горючего) или захороняются в специальных могильниках.

Оборудование ядерно-энергетической установки (реактор, ГЦН, барабаны-сепараторы и др.) будет располагаться по принятой в СССР схеме, в бетонном здании (отдельном для каждого реактора) в зоне строгого контролируемого режима. Такое решение позволяет обеспечить нормальную, безопасную эксплуатацию АЭС при экономном выполнении строительной части по расходу стройматериалов.

Трубопроводы, по которым пар подается к турбинам, располагаются в бетонных коридорах, находящихся ниже отметки обслуживания (+ 11,0 м). Стенки коридоров выполняют функции биологической защиты.

Принятая в проекте принципиальная одноконтурная схема АЭС (теплоноситель является одновременно и рабочим телом) предопределяет соблюдение определенных защитных мероприятий при обслуживании основного радиоактивного оборудования.

Это достигается как мерами его специальной колигановки (отдельное расположение в герметически закрытых и хорошо вентилируемых помещениях, выбросы из которых проходят через спецвоздухоочистку), так и мерами ограничения доступа обслуживающего персонала в радиационно-опасные зоны.

Основными источниками радиоактивности теплоносителя (воды, пара) являются:

- собственная активность, получаемая в результате радиолиза воды под действием нейтронного излучения;

- активность продуктов коррозии и примесей, неизбежных при самых высоких степенях очистки тракта (трубопроводы, технологические каналы и т.д.);

- активность, обусловленная попаданием в теплоноситель осколков деления.

Опыт эксплуатации ядерных реакторов канального типа на Белоярской АЭС и зарубежных станциях достаточно убедительно показывает, что одноконтурные схемы АЭС имеют удовлетворительную радиационную обстановку. Это объясняется относительно небольшим временем пребывания теплоно-

* Так у текстi. — Упорядники.

сителя (воды-пара) в активной зоне. Небольшое время пребывания снижает скорость образования радиолитических неконденсируемых газов (главным из которых является азот-13), имеющих непродолжительный период полураспада, а, следовательно, и невысокую активность. Неконденсируемые газы отсасываются эжектором турбины и выбрасываются в вытяжную трубу. Более опасной является радиоактивность продуктов коррозии металла пароводяного тракта (выполнение тракта из некоррозируемых материалов конструктивно затруднено и экономически нецелесообразно), однако и она не представляет опасности в прямом смысле, так как достаточно надежно локализуется в тракте (пленка ржавчины). Хуже обстоит дело при планово-предупредительных ремонтах оборудования, когда ремонтный персонал должен длительное время соприкасаться с «грязным» оборудованием. В этом случае, на основе данных дозиметрической службы АЭС, тщательно изучаются уровни активности во всех опасных точках и профилактическими мерами (ограничение времени пребывания в опасных, «грязных» зонах, защитная спецодежда, усиленный дозиметрический контроль и др.) достигается достаточно надежное предохранение персонала.

Попадание осколков деления в теплоноситель имеет место при нарушении герметичности оболочек ТВЭЛ.

Одним из существенных преимуществ канальных реакторов является возможность быстрого и своевременного обнаружения разгерметизации оболочки ТВЭЛ специально постоянно функционирующей системой контроля герметичности оболочки (КГО), сигнализирующей при нарушении герметичности.

Система КГО функционирует на основе постоянного контроля защитного газа (азота), заполняющего кожух графитовой кладки реактора.

Конструкция реактора и наличие на каждом из реакторов специальных загрузочных машин позволяют произвести замену поврежденного ТВЭЛа на работающем реакторе (без его остановки).

Более существенным аспектом радиационной безопасности является загрязнение внешней среды радиоактивными выбросами как в процессе нормальной эксплуатации АЭС, так и в случае каких-либо аварийных ситуаций.

Последнее имеет особое значение для реакторов канального типа, на которых создание каких-либо локализирующих устройств (типа герметичных защитных оболочек над реакторами водо-водяного типа) по условиям коливировки схемы конструктивно практически невозможно и экономически нецелесообразно.

В случаях максимально возможных аварий (разрыв магистральных трубопроводов) на реакторе предусмотрена система аварийной защиты и аварийного расхолаживания. Последнее должно достаточно надежно снять могущий возникнуть перегрев оболочек ТВЭЛ (вплоть до их возможного расплавления) и этим исключить массовое попадание осколков деления вы-

сокой радиоактивности в теплоноситель и далее через разрыв его трубопровода во внешнюю среду.

Таковы вкратце вопросы радиационной безопасности АЭС, основывающиеся на практике эксплуатации специальных и энергетических реакторов в нашей стране и за рубежом и почерпнутые из открытой печати.

Более полной информацией, как по организации режима безопасности, так и по организации эксплуатации и требованиям к эксплуатационному персоналу, располагают Главатомэнерго Минэнерго СССР и другие спецорганизации.

Минэнерго УССР другой информацией не располагает и опыта эксплуатации атомных электростанций не имеет.

Представляется, что вопросы подбора, расстановки и обучения строительно-монтажного и эксплуатационного персонала Чернобыльской АЭС должны проводиться более тщательно, чем на обычных энергетических предприятиях, т.к. последствия халатного или злоумышленного отношения и действий персонала АЭС могут привести к более тяжелым и опасным для окружающих последствиям.

[Справка подготовлена с использованием материалов Минэнерго УССР]

2 Управление КГБ при СМ УССР

«19» сентября 1971 года

*ДА СБУ. — Ф. 65. — Спр. 1. — Т. 5. — Арк. 2–9.
Завірена копія. Машинопис.*