



ФЭИ
РОСАТОМ

Топливо для первой АЭС и РУ с ТЖМТ как примеры подходов своего времени

Круглый стол «История и перспективы ядерного топлива»

Докладчик: Шагинян Р.А.

Начало начал

С конца апреля 1945 г. на территории освобожденной Германии начинают планомерную работу Правительственная комиссия. Задача – сбор информации о состоянии работ по немецкому атомному проекту и их участниках, поиск и вывоз в СССР необходимого оборудования и материалов. Для научно-технической помощи в решении этой задачи в Германию выезжали многие ученые и специалисты, в том числе и известные советские физики. Результат работы был впечатляющим: советский атомный проект получил уран, необходимый для создания первой атомной бомбы, а также экспериментальные установки, оборудование, материалы для организации исследований и др.

В 1945-1946 гг. было создано несколько научно-исследовательских организаций для немецких специалистов, в том числе и Лаборатория «В».

В Германии велись переговоры с будущим первым научным руководителем Лаборатории «В» известным немецким физиком Х. Позе, участником работ по немецкому атомному проекту.

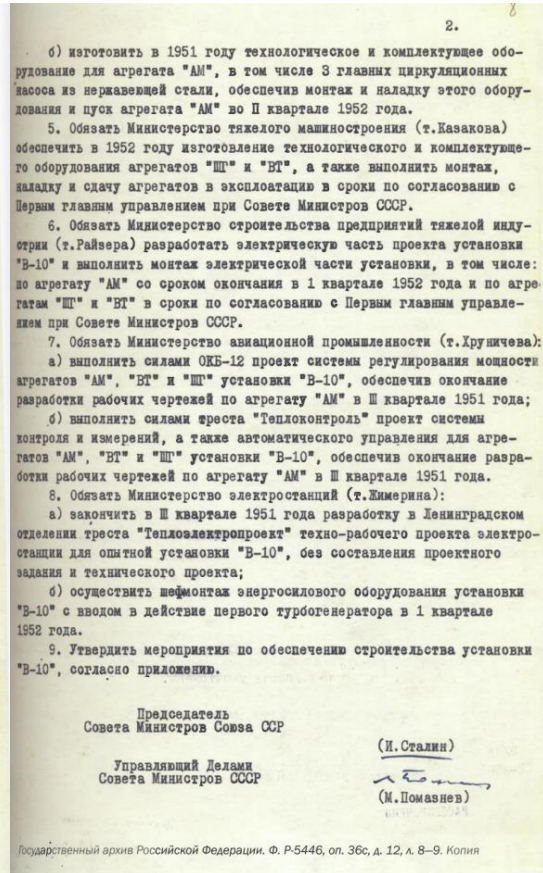
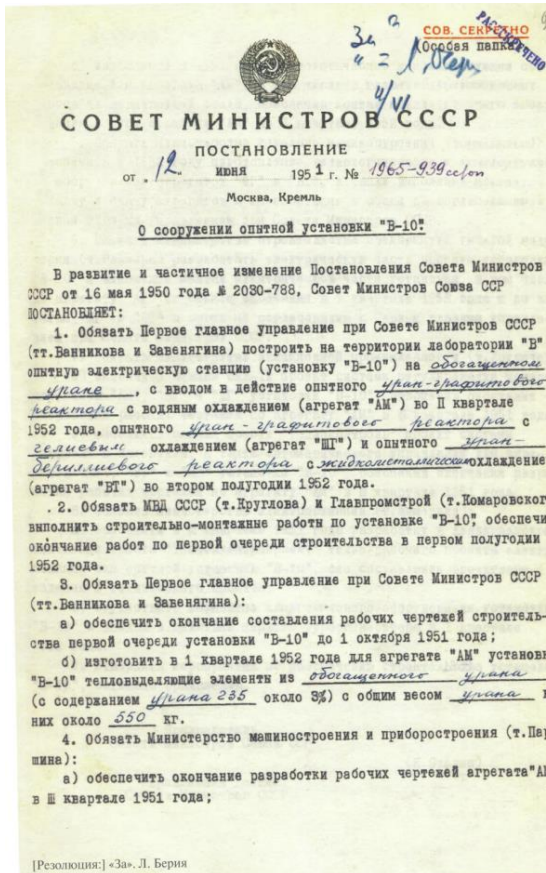
Начало начал

Х. Позе в 1945-1946 гг. в Лейпциге работал над программой создания будущей Лаборатории «В» и тематикой ее научной деятельности. Им предложена идея о комплексности организации (он предполагал организовать исследования от ядерно-физических до генетики), задачей исследований он считал создание «самодвижущейся урановой машины», т.е. энергетического реактора для транспортных целей, что стало одной из основных задач института на многие годы. Его предложения совпали и с планами А.И. Лейпунского, руководившего научной деятельностью ядерных институтов, созданных в системе 9-го Управления МВД СССР.

Таким образом, Лаборатория «В» изначально создавалась как первая в СССР научно-исследовательская организация, предназначенная для создания энергетических реакторов.

Уже в 1946 – начале 1947 гг. в Лаборатории проводится изучение возможности создания «урановой машины с обогащенным ураном и легкой водой», дающей энергию «в технически применимом количестве». В 1947 г. А.И. Лейпунский поручает ей «выяснение проблем, связанных с модельными опытами на урановых котлах с бериллием как тормозящим веществом». Планами ПГУ на 1948-1949 гг. Лаборатории «В» поручается разработка «агрегата на обогащенном уране с бериллиевым замедлителем и газовым охлаждением мощностью до 500 тыс. кВт» (научный руководитель Х. Позе).

Начало начал



В октябре 1949 года научные руководители советского Атомного проекта предложили включить в план на 1950 год проект реактора на обогащенном уране с небольшими габаритами только для энергетических целей общей мощностью по тепловыделению в 300 единиц, эффективной мощностью около 50 единиц с графитом и водным теплоносителем. Это первое упоминание о реакторе АМ – реакторе будущей Первой АЭС.

Ограничения



11 февраля 1950 года на совещании у начальника ПГУ Б.Л. Ванникова принимается решение в обоснование этого проекта построить на территории Лаборатории «В» в Обнинске экспериментальную установку полупромышленного типа (установка АМ) мощностью по тепловыделению в 30 МВт и 5 МВт по паровой турбине, использующую реактор с графитовым замедлителем и водяным охлаждением, на обогащенном до 3-5 % уране. Такое решение было обосновано ограниченностью «ресурсов расщепляющихся материалов», а также необходимостью принципиального подтверждения практической возможности преобразования тепла ядерных реакций атомных установок в механическую и электрическую энергии.

Для реактора АМ необходимо было разработать тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ) – основную и наиболее ответственную конструкцию в реакторе, которая позволила бы обеспечить надежный нагрев теплоносителя до температур 250-300°C без разрушения ТВЭЛОВ и выделения радиоактивных продуктов деления в первый контур. Надежных методов оценки изменения свойств материалов под облучением, кинетики взаимодействия горючего с оболочкой, достоверных данных об изменении размеров (так называемом распухании) ядерного топлива в зависимости от выгорания и многих других, технически важных для прогнозирования надежной работы ТВЭЛОВ данных, в то время в распоряжении разработчиков не было.

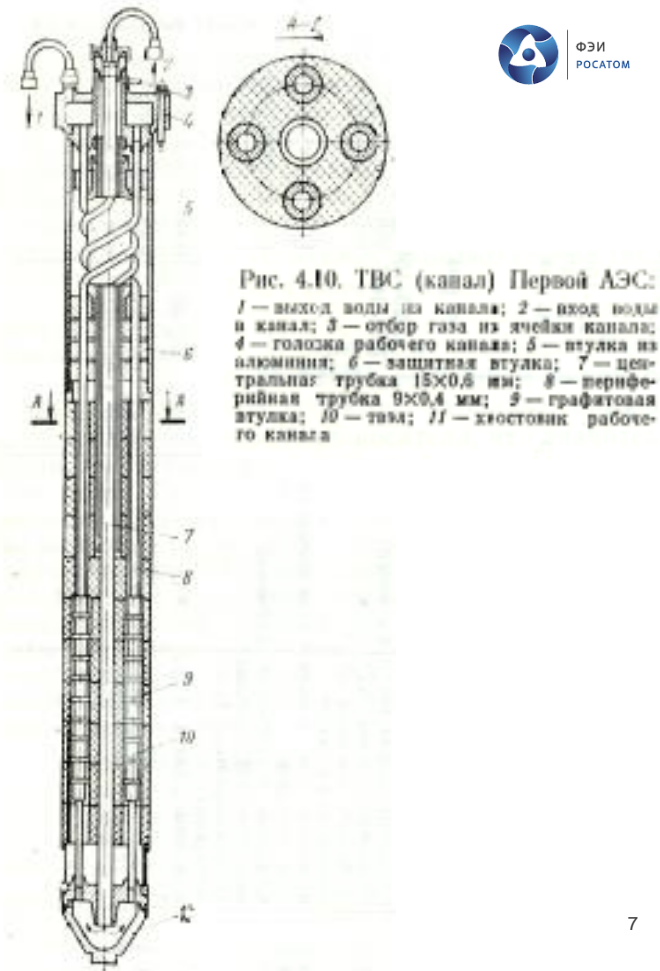
Сложности разработки твэл

Главная идея проекта реактора АМ состояла в применении трубчатого твэла, в котором поток воды для теплосъема движется внутри трубки, а уран, имеющий надежный тепловой контакт со стенкой трубки, находится снаружи. Создание такого твэла было наиболее трудной проблемой. Тепловыделяющие элементы – самая напряженная конструкция в реакторе – должны работать в условиях большой плотности энерговыделения (до 1 кВт/см³ топлива) под воздействием нейтронного потока плотностью до $5 \cdot 10^{13}$ нейтрон/(см²·с). Согласно расчетам, для надежной работы твэла температура урана в нем не должна превышать 450° С.

Параллельно создавалось несколько вариантов конструкций твэлов. Одновременно разрабатывалась технология их изготовления, изготавливались опытные образцы твэлов натуральных или представительных размеров и проводились автоклавные испытания на совместимость материалов, термоциклирование и изменение теплопроводности на специальных тепловых стендах. Образцы, успешно прошедшие эти испытания, направлялись для испытаний в исследовательский реактор РФТ ЛИПАН, после чего они изучались в «горячей» лаборатории.

Первые разработки

Многочисленные попытки ряда институтов (ЛИПАН, НИИ-9, НИИ-13) изготовить опытные образцы, способные выдержать проектные тепловые нагрузки с термоциклированием, заканчивались неудачами. В работу включились и технологи Лаборатории «В» под руководством В.А. Малых. В конце 1952 года они разработали ТВЭЛ, конструкция которого допускала осуществление многих термоциклов и выдерживала нагрузки, в три с лишним раза превышающие проектные. Таким образом, к середине 1953 года появилась уже вполне однозначная конструкция дисперсионного ТВЭЛ на основе уран-молибденового сплава с магнием, работоспособность которого к этому времени была подтверждена в объеме, признанном достаточным для изготовления на МСЗ (Электросталь) первой штатной загрузки реактора.



Проект АМБ



После успешного пуска в Обнинске Первой в мире атомной электростанции с реактором АМ в СССР начинается становление мирной ядерной энергетики. Руководством отрасли рассматриваются разные направления и в их числе развитие решений, осуществлённых в конструкции реактора АМ и в тепловой схеме Первой АЭС, но со значительным увеличением мощности реактора и параметров пара, от которых существенно зависит КПД установки. В НИКИЭТ было выдвинуто предложение о ещё большем повышении параметров пара по отношению к первоначально предлагавшимся и об осуществлении перегрева пара в активной зоне, так называемого ядерного перегрева. Так появилась идея реакторов АМБ.

Создание реакторов АМБ (Атомный Большой Мирный) было инициировано руководством НИИ-8 (НИКИЭТ) и Лаборатории «В» (ФЭИ) в 1954 году. В мае 1955 года руководством Минсредмаша было выбрано 4 варианта реакторов для дальнейшего сооружения атомных электростанций. Одним из них был предложенный НИКИЭТ и ФЭИ аналог реактора АМ первой АЭС, работающего на слабообогащенном уране с некипящим водным теплоносителем. Однако уже в середине 1955 года НИКИЭТ предложил перейти к теплосъёму кипящей водой и перегретым паром. Реализация этого предложения сулила получение пара высоких параметров, высокий КПД установки и возможность использования стандартного энергетического оборудования.

После изучения и обсуждения вариантов было принято решение о разработке проекта и строительстве двух энергоблоков Белоярской АЭС (АМБ-1 и АМБ-2) с реакторами АМБ с использованием турбогенераторов, серийно выпускавшихся Ленинградским металлическим заводом, мощностью 100 МВт с параметрами пара 8-9 МПа^{абс} и температурой 480-510 °С и КПД 38 %.

Принципиальная конструкция



Конструкция реакторов АМБ осталась принципиально такой же, как и реактора АМ. Графитовая кладка реактора диаметром 9,6 м и высотой 9 м набиралась из блоков размером 200x200x600 мм и была заключена в герметичный объём, образованный нижней и верхней плитами и кожухом с компенсатором разности температурных удлинений. Нижняя плита заполнена водой.

Высота активной зоны реактора АМБ составляла 6 м, диаметр 7,2 м. В столбах графитовой кладки выполнены отверстия с шагом 200 мм под технологические каналы (ТК) диаметром 75 мм. Общее число каналов в реакторе равно 998, из которых 730 испарительных и 268 перегревателей. Кроме этого, вне основной решётки имеется 94 канала для стержней компенсации реактивности и аварийной защиты (АЗ), а 6 каналов для стержней автоматического регулирования расположены в основной решётке. Приводы РР и АР расположены под реактором, а стержни АЗ₉ выведены наверх и, при необходимости, падают под собственным весом.

Первые твэл для АМБ

Конструкция испарительного канала аналогична конструкции ТК реактора АМ, только в них шесть твэлов вместо четырех. Пароперегревательные каналы имеют иную конструкцию: три опускных и три подъемных трубки с трубчатыми твэлами. Твэлы для испарительных каналов отличались от твэлов для пароперегревательных каналов (ППК) большими диаметром и высотой. Наружный диаметр твэлов составлял 22 мм, внутренний диаметр трубки для теплоносителя в испарительных твэлах – 10,8 мм, в перегревательных – 14,6 мм. Диаметр канала равнялся 75 мм. В испарительных каналах вода из нижней камеры, куда она поступает из головки канала по центральной опускной трубке, раздавалась по 5 твэлам. В перегревательных каналах насыщенный пар по 3 параллельным опускным твэлам поступает из головки в нижнюю камеру, откуда раздается по 2 подъемным твэлам, проходя через которые насыщенный пар перегревается.

В качестве топлива для испарительных каналов была предложена крупка из уран-молибденового сплава. Ко времени пуска реактора АМБ-100 решения по твэлам ППК найдено не было, и НТС Минсредмаша принимает решение о пуске энергоблока на пониженных параметрах пара с использованием твэлов ППК аналогичных твэлам ИК. В дальнейшем НИИ-9 разработал удачную конструкцию твэла на основе диоксида урана. Новые каналы установили в реактор во второй кампании, что обеспечило работу АМБ-100 на проектных параметрах пара.

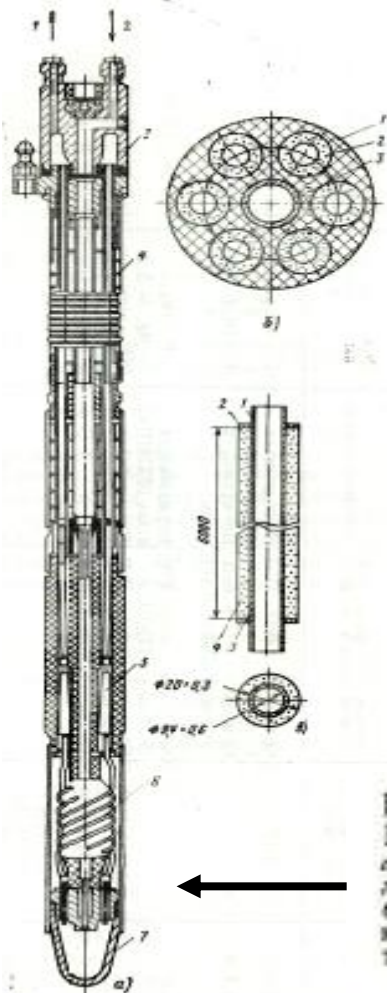


Рис. 4.12. Сечение пароперегревательных каналов и твэлов БАЭС, шеститрубный (а), пятирубный (б) каналы
 1 — внутренняя трубка твэла; 2 — толстая компоновка; 3 — наружная оболочка твэла

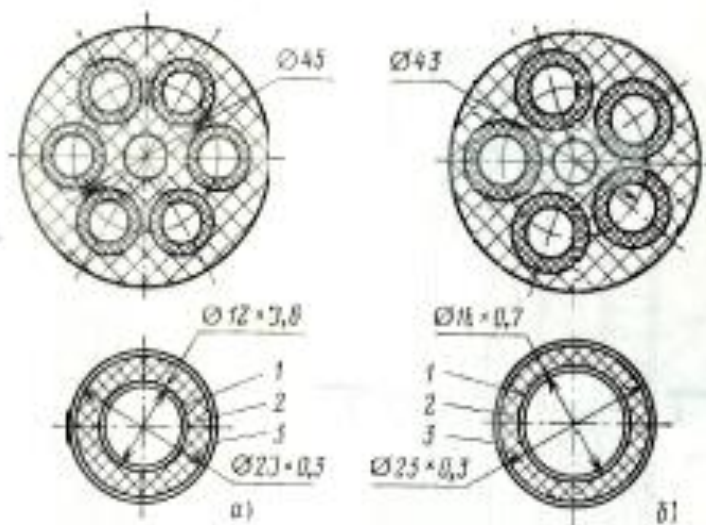


Рис. 4.11. Принципиальная конструкция пароперегревательного канала и твэла Белоярской АЭС им. И. В. Курчатова:
 а — канал: 1 — выход пара из канала; 2 — вход пара в канал; 3 — верхняя головка; 4 — уплотнительные кольца; 5 — газ; 6 — компенсатор линейного расширения; 7 — нижняя головка;
 б — поперечное сечение канала: 1 — графитовая втулка; 2 — твэл; 3 — газопроводящая трубка; 4 — газ; 1 — внутренняя трубка; 2 — концевая заглушка; 3 — наружная оболочка; 4 — топливная компоновка

Предпосылки создания ядерной ППУ



Первые предварительные проработки реакторов для транспортных целей велись в ФЭИ с момента создания института. При этом рассматривались варианты реакторов с различным спектром нейтронов и различными теплоносителями.

Первой и важнейшей задачей стал выбор типа реактора в качестве основного источника энергии, а также общего облика энергетической установки. Сначала это были реакторы на графитовом и бериллиевом замедлителе с тепловыделяющими трубами, несущими давление, близкие по типу к строящейся тогда Первой АЭС. Несколько позднее возникли установки, у которых замедлителем была тяжелая вода. И только потом (а по тем темпам это был один месяц!) появился корпусной водородной реактор.)

В октябре 1952 г. Блохинцев уже докладывал Секции № 8 НТС ПГУ о проведенных в Лаборатории «В» первых предварительных расчетах и предложил для обсуждения два варианта:

- а) Технологическую схему на основе реактора АМ с перегревом пара внутри реактора, разработанную в отделе тов. А.К. Красина
- б) Схемы с применением металлического охлаждения, разработанные в отделе тов. Лейпунского А.И.

Таким образом, уже с самого начала в Лаборатории «В» рассматривались два варианта ЯЭУ для подводных лодок: с водным теплоносителем и жидкометаллическим теплоносителем свинец-висмут. По инициативе А.И. Лейпунского работы по созданию транспортных ядерных установок были начаты в Лаборатории «В» еще в 1949 г.

Так же предпосылкой для использования данных теплоносителей было наличие стендовой базы (27/ВТ и 27/ВМ) для отработки технологии обращения с ППУ и обучения персонала.

АПЛ с ТЖМТ

Применение жидкометаллического теплоносителя (ЖМТ) для отвода тепловыделений из активной зоны реактора позволяет вырабатывать пар более высокой температуры (на 100 °С и более), чем в водо-водяных реакторах, где теплоносителем служит обычная вода. Это положительно сказывается на массо-габаритных характеристиках и некоторых других показателях установок, что крайне важно для подводной лодки. Поэтому, как в США, так и в СССР, с самого начала работ над ЯЭУ для подводной лодки наряду с установками водо-водяного типа разрабатывали установки и с жидкометаллическим теплоносителем.

В СССР предложение о создании ядерного реактора с ЖМТ для транспортных целей (АПЛ) впервые было выдвинуто А.И. Лейпунским (Лаборатория «В») в записке, направленной в сентябре 1952 г. в НТС ПГУ. Итогом работ по установкам с ЖМТ для подводных лодок в СССР поначалу также было создание наземного стенда (27/ВТ) и строительство опытной АПЛ с ППУ на ЖМТ (АПЛ пр. 645). В последующем был создан еще один

наземный стенд (КМ-1) и построены шесть АПЛ (пр. 705 и 705К) с применением на них двух различных типов ППУ с ЖМТ.

Во всех отечественных проектах установок с ЖМТ в качестве теплоносителя использовали эвтектику свинец—висмут, температура плавления («замораживания») которой составляет 123 °С, а температура кипения около 1700 °С.

Первая ядерная ППУ с ЖМТ для стенда и для опытной АПЛ пр. 645 была разработана ОКБ «Гидропресс» (главный конструктор Б.М. Шолкович) при научном руководстве Лаборатории «В» (научный руководитель А.И. Лейпунский). ППУ имела реактор мощностью 73 МВт и вырабатывала пар в количестве 90 т/ч при температуре 350 °С и давлении 40 ат.

По сравнению с ППУ с водо-водяным реактором ППУ на ЖМТ в отсеке тех же размеров (диаметр 6,8 м, длина 12 м) имела несколько большую массу (на 75 т) и имела следующие отличия и особенности:

активная зона на промежуточных нейтронах с высокообогащенным (90%) топливом с бериллиевым замедлителем;

парогенераторы с многократно принудительной циркуляцией по второму контуру;

невысокое давление (до 20 ат) в первом контуре, корпус реактора сварной из нержавеющей стали; насосы первого контура турбоприводные с сальниками и газовой подушкой с системой возврата протечек сплава;

установка снабжена системой разогрева и поддержания в расплавленном состоянии теплоносителя (эвтектика свинец—висмут в количестве 7,3 м³).

Позже с инициативной разработкой собственного варианта ППУ с жидкометаллическим теплоносителем для АПЛ проекта 705 выступил авторский коллектив ФЭИ и ОКБ «Гидропресс», которые предложили иное схемно-конструктивное решение ППУ – в блочном исполнении и с симметричной схемой (две петли вместо трех), что упрощало состав установки и уменьшало объем монтажных работ на стапеле. Решением комиссии ВПК в октябре 1962 года этот вариант ППУ был узаконен под индексом БМ-40/А, а лодкам присвоен номер проекта 705К. Строительство АПЛ проекта 705К поручалось Севмашпредприятию (г. Северодвинск).



Б.М. Шолкович,
главный конструктор
ОКБ «Гидропресс»



А.И. Лейпунский,
научный руководитель
ППУ с ЖМТ

Спасибо за внимание

Шагинян Рубен Арменович
Инженер-исследователь

Тел.: +7 (484) 399 80 56
E-mail: rashaginyan@ippe.ru
www.ippe.ru

14.09.2023

