

6. РЕАКТОРЫ ДЛЯ НАРАБОТКИ ТРИТИЯ

С середины 1949 г. в России начался период интенсивной работы по созданию водородной бомбы. Теоретические основы термоядерного оружия разрабатывались практически одновременно с работой над первой советской атомной бомбой. Проработки научных коллективов показали, что именно тритий является наиболее энергетически эффективной «взрывчаткой» для этого вида оружия. Первая водородная бомба («слойка» Сахарова) РДС-6 требовала такие материалы как тритий, литий-6, дейтерид лития, тритид урана.

С целью промышленной наработки трития на ПО «Маяк» (ранее комбинат № 817) был построен уран-графитовый реактор «АИ» (реактор «А изотопный»). Он был запущен спустя три с половиной года после начала эксплуатации первого промышленного уран-графитового реактора «А» на том же предприятии, основным назначением которого было накопление оружейного плутония для ядерных зарядов. Главной целью реактора «АИ» на первом этапе его эксплуатации являлось производства трития для термоядерного оружия.

На этом реакторе впервые был освоен режим производства трития (реактивный режим), необходимый для проведения опытных работ по разработке термоядерного оружия и осуществления первого взрыва термоядерной бомбы. На нем были также реализованы научно-технические основы высокоэффективного производства изотопов для народного хозяйства страны, науки и медицины.

Замечание. В США тритий сначала нарабатывали на уран-графитовых реакторах в Ханфорде, но затем перешли на тяжеловодные реакторы.

17.05. 1950 окончена разработка проектного задания на реактор, а в августе – начато строительство на Комбинате № 817. 20.10.1951 - окончание основных строительно-монтажных работ, начало предпусковых работ по реактору: проверка и опробование систем, пусковые опыты. 12 ноября – достижение критичности реактора «АИ», впервые в СССР начало работ с обогащенным топливом. 22.10.1952 – сдача реактора в эксплуатацию. 14.02.1952 – достижение проектного уровня мощности 40 МВт. Декабрь 1952 – повышение мощности до 57,5 МВт.

Реактор «АИ» - ядерная установка с вертикальной компоновкой активной зоны. Он представлял собой блочную графитовую систему с водяным охлаждением. Активная зона образована вертикальными колоннами графитовых кирпичей с отверстиями в центре для установки технологических каналов. Она установлена на опорную металлоконструкцию, которая имеет боковую и верхнюю биологическую защиту и различные контрольные системы и устройства для выявления и предупреждения аварийных ситуаций. Внутри технологических каналов загружаются рабочие и сырьевые блоки, которые охлаждаются на проток химически обработанной водой.

Номинальная мощность реактора 40 МВт. Реактор представлял собой вертикальный графитовый цилиндрический блок с проходящими через него трубами-каналами, параллельными оси цилиндра. Общее количество каналов – 248. Шаг квадратной решетки – 200 мм. Размер активной зоны: диаметр – 2800 мм, высота – 3000 мм. В каналы центральной части реактора (около 50% всех каналов) загружаются рабочий блок одного типа, в периферийные каналы – навески другого типа. Ввиду высокой температуры графита (достигающей 500°C) в реактор подавался вместо воздуха азот, препятствующий окислению графита. Загрузка и разгрузка каналов проводилась сверху краном с дистанционным управлением.

Рабочие блоки с обогащенным ураном, рассчитанные на повышенные до 1 млн ккал/(м²ч) тепловые нагрузки изготавливали на базе уран-магниевого керамики, обладающие повышенной стойкостью против набухания. Высокий коэффициент мультипликации $K=1,35$ обеспечивался за счет загрузки 3,5 т обогащенного 2% урана. Ядерное топливо с 2%-м обогащением по урану-235 обеспечивает избыток нейтронов для получения трития. Металлокерамический (магний+уран) втулочный рабочий блок диаметром 58 мм по оболочке и длиной 150 мм одностороннего охлаждения, с вытеснителем (магниевым керном), размещаемым внутри втулочного блока, и без него. Впоследствии эти блоки были заменены на другие топливные композиции (интерметаллид 10%-й, диоксид урана 80- и 90%-го обогащения) для улучшения теплотехнических характеристик реактора.

Расход охлаждающей воды – 900 м³ч; скорость охлаждающей воды – 4,5 м/с; температура на выходе из реактора – 65°C; температура графита – 428°C; вес графитовой кладки – 135,5 т. Отличие реактора АИ от реактора А заключалось в использовании обогащённого топлива, в результате чего теплотехнические характеристики АИ были более напряженными, чем для реактора «А».

В периферийную часть активной зоны загружались сырьевые блоки с солью лития (Li₂SO₄). Сырьевые блоки также загружались в каналы с обогащенным топливом сверху и снизу основной загрузки. Это было сделано для того, чтобы максимально использовать нейтроны, рождавшиеся в центральной зоне, т. е. нейтроны утечки. В реакторе имелась центральная часть активной зоны, которая являлась источником нейтронов, и периферийная зона, в которую устанавливались каналы с сырьевыми блоками (частокол) для улавливания нейтронов утечки и эффективного накопления трития.

Наряду со стандартными каналами с литиевыми блоками в «частокол» были установлены три специальных канала. В каждом канале размещалась герметичная труба, загруженная солью лития,

соединенная вакуумными линиями с объемом вне реактора для откачки газов (трития и гелия), образующихся в процессе облучения. Идея трубного метода казалась заманчивой по сравнению с облучением отдельных литиевых блоков, так как позволяла отказаться от ряда технологических операций. Несмотря на перспективность трубного метода он не нашел дальнейшего использования из-за низкой степени извлечения трития из сульфата лития. Однако в дальнейшем идея трубного метода была использована на реакторе «АИ» в виде «шампурного» способа для получения различных радионуклидов.

В технологический комплекс производства трития входил также цех снаряжения магниевых блоков, печное отделение для извлечения из облученных блоков сырого газа, отделения очистки и разделения газа по изотопам и получения готового продукта в виде тритида урана.

После капитального ремонта с разборкой графитовой кладки реактор «АИ» с 24 декабря 1956 г. был переведен в изотопный режим по производству радионуклидов ^{14}C , ^{36}Cl и короткоживущих радионуклидов. В изотопном режиме средний годовой уровень мощности составлял 125% от проектного (50 МВт), среднее значение плотности нейтронного потока $-3 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$, температура графита - 500-540°C. Восьмой и девятый радиусы реактора загружались трубами с солью $\text{Ca}(\text{NO}_3)_2$ и KCl для получения радионуклидов ^{14}C и ^{36}Cl соответственно. В плато реактора устанавливались 8 каналов для накопления короткоживущих радионуклидов. В 1958 г. реактор переведён на новые керамические блоки 10%-го обогащения с повышенным содержанием урана-235, высотой 153 мм для целей увеличения накопления радионуклидов. Начиная с апреля 1961 г., при работе в реактивном режиме стали использоваться литиевые блоки с 7%-м обогащением по литию-6, а позднее – 20%-м обогащением. После капитального ремонта пуск реактора в январе 1967 г. был осуществлен на втулочных блоках 80%-го обогащения. Начиная с 17.02.1969, реактор был переведен на загрузку втулочными блоками АИД-90 90%-го обогащения с повышенным содержанием урана-235 с целью увеличения выгорания и снижения затрат на радиохимическую переработку облученных блоков. В результате мощность реактора была увеличена до 100 МВт и повышена производительность по тритию и другим радионуклидам.

25.5.1987 уран графитовый реактор АИ после 35,5 лет работы был остановлен и выведен из эксплуатации.

В России помимо реактора АИ тритий нарабатывали на реакторе АВ-3, а затем -на тяжеловодных реакторах (реактор ОК-180, Людмила и др.) и на легководном реакторе Руслан.