

14. УРАН В ПРОИЗВОДСТВЕ ОРУЖЕЙНЫХ НУКЛИДОВ

Высокообогащённый уран изготавливается для производства компонентов ядерного оружия и топлива для реакторов подводных лодок и некоторых исследовательских реакторов. К началу 21-го века в мире имелось 2000 т обогащённого урана. Производство сначала велось на заводах по разделению изотопов урана, затем – на промышленных реакторах, вообще говоря, приспособленных для других цели – наработке оружейного плутония. Связано это с тем, что при переработке облучённого в промышленном реакторе урана получается не только плутоний и нептуний, но и уран, обогащённый по урану-235 примерно до 50%. Следует учитывать, что ураны оружейного качества, полученные на заводах методом рециклинга и методом обогащения, отличаются друг от друга по изотопному составу.

14.1 Промышленные реакторы

Промышленный реактор (Production reactor) – ядерный реактор, предназначенный главным образом для производства делящихся материалов в промышленном масштабе. Обычно этот термин относится к реакторам для производства плутония, урана-233 и трития.

В СССР промышленные (военные) уран-графитовые реакторы с высокими потоками тепловых нейтронов использовались для наработки оружейного плутония, других делящихся нуклидов (например, урана-233 и трития). Попутно решались ещё две задачи: получение электроэнергии и снабжение теплом близлежащие населенные пункты (В США военные реакторы применяли исключительно для наработки оружейного плутония). К военным реакторам предъявляются такие требования, как 1) большой коэффициент воспроизводства делящегося материала, 2) высокая энергонапряжённость, 3) короткое время удвоения плутония. Нарботка оружейных радионуклидов и расширенное воспроизводство топлива проводится на реакторах-конверторах и реакторах-размножителях.

Реактор-конвертер – ядерный реактор, в процессе работы которого производится новое по изотопному составу ядерное топливо по сравнению со сжигаемым.

В связи с малой производительностью ускорителей, промышленная наработка плутония шла на ядерных реакторах. Первыми промышленными реакторами – наработчиками плутония – были каналные реакторы на тепловых нейтронах с графитовым замедлителем и прямым проточным водным охлаждением, работающие на природном металлическом уране при сравнительно низких температурах. Сокращённо такие реакторы называют ПУГР – промышленный урано-графитовый реактор). Чтобы получать плутоний в достаточном количестве, нужны сильнейшие нейтронные потоки. В принципе, любой атомный реактор является источником нейтронов, но для промышленного производства плутония используется специально разработанный для этого. Помимо высоких потоков нейтронов, особенностью промышленного реактора является возможность удаления облучённого материала без остановки реактора.

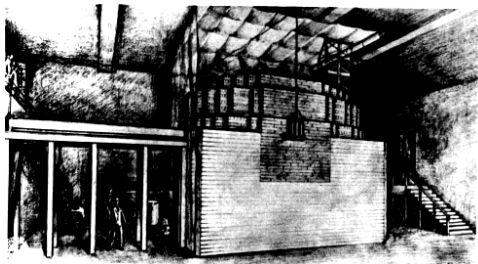


Рис. 211. Первый в мире ядерный реактор CP-1, построенный под руководством Э. Ферми под трибунами университетского стадиона в г. Чикаго (рисунок архитектора).

Коротко остановимся на истории развития промышленных реакторов на урановом топливе.

Самоподдерживающаяся управляемая цепная реакция деления ядер была впервые осуществлена в декабре 1942. Группа физиков Чикагского университета (Э. Ферми, Л. Сциллард, Г. Андерсон, В. Зинн), построила первый в мире ядерный реактор, названный CP-1 (*Chicago Pile-1*). Он состоял из графитовых блоков, специально очищенных от примесей, между которыми были расположены шары из природного урана и его диоксида. Быстрые нейтроны, появляющиеся после деления ядер ^{235}U , замедлялись графитом до тепловых энергий, а затем вызывали новые деления ядер. Реакторы, в которых основная доля делений происходит под действием тепловых нейтронов, называют реакторами на тепловых нейтронах. В их состав входит очень много замедлителя по сравнению с ураном.

Первым в мире экспериментальный реактор, на котором велась наработка плутония, был охлаждаемый воздухом уран-графитовый реактор X-10 (Ок Ридж) вступивший в строй 4.10.1943. Реактор представлял собой большой графитовый блок (длина стороны куба 24 фута), окружённый со всех сторон бетонной стеной толщиной в несколько футов, играющей роль радиационного экрана. Блок пронизывали 1248 горизонтальных ромбовидных каналов, в которых цилиндрические куски металлические урана образовывали длинные стрелы. Охлаждающий воздух циркулировал по каналам, со всех сторон омывая куски урана.

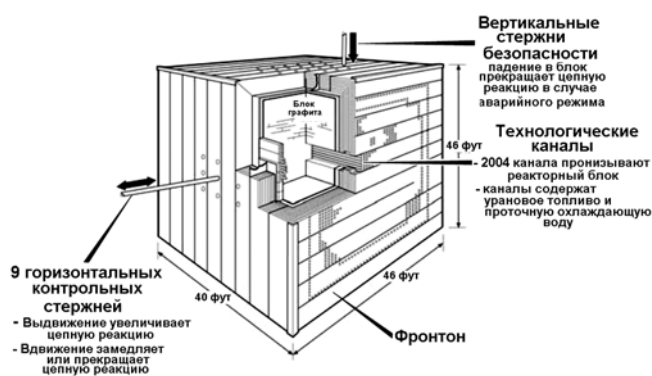


Рис. 212. Схема реактора X-10.

После окончания облучения, кусок свежего урана вставляли в канал с входной стороны, при этом кусок облучённого урана выпихивался из котла и по жёлобу соскальзывал в расположенное под водой ведро. После нескольких недель подводного хранения уран переносили в химический цех для разделения. Реактор X-10 снабдил лабораторию Лос-Аламоса плутонием, достаточным для исследования кинетики его деления и определения критической массы, что существенно повлияло на дизайн

атомной бомбы. Накопленный опыт позволил перейти к проектированию более мощного реактора.

Первым в мире промышленным реактором по производству плутония был уран-графитовый водоохлаждаемый реактор «В» в Хэнфорде (штат Вашингтон, США). Пущен 26.20.1944, мощность - 250 МВт, производительность - 6 кг плутония в месяц. Количество каналов 2002. Он содержал около 200 тонн металлического необогащённого (природного) урана, 1200 тонн графита и охлаждался водой со скоростью 5 м³/мин. Расположение ТВЭЛов – горизонтальное. На этом реакторе был наработан плутоний-239 для бомбы, участвовавшей в испытании «Тринити» и бомбы «Толстяк», сброшенной на г. Нагасаки. Остановлен в 1968. Вскоре на том же заводе были построены промышленные реакторы D и F аналогичной конструкции (начальная мощность каждого реактора 250МВт, конечная 2200 МВт). Всего на территории завода работало 8 промышленных реакторов. Сейчас они остановлены.

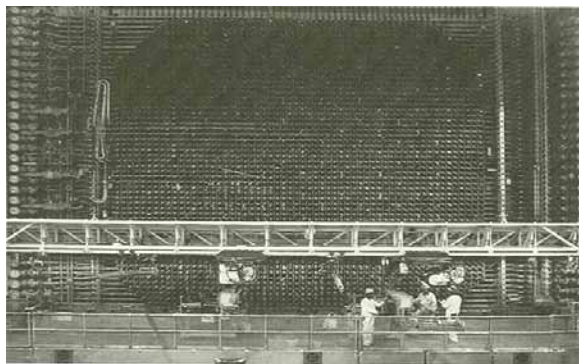


Рис. 213. Промышленный реактор В фирмы Дюпон на заводе «В» в Хэнфорде. Избыток топливных элементов позволял успешно бороться с ксеноновым отравлением реактора.

Около реакторов были построены огромные «каньеноподобные» здания трёх радиохимических заводов E, U и B. Каждое здание имело размеры 800 футов длиной, 65 шириной и 80 высотой и содержало 40 огромных операционных ячеек. Операторы располагались за толстой бетонной стеной и дистанционно, через телевизионные мониторы и перископы на верхней галерее, управляли манипуляторами. Даже при наличии толстой бетонной защиты постоянно приходилось прибегать к мерам по защите от лучевого поражения.

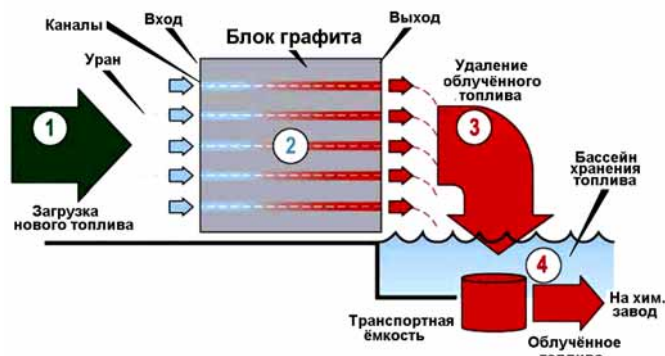


Рис. 214. Схема операций на реакторе «В» (США).

1 - топливные элементы, загружаемые в каналы с фронтона; 2 - топливо, облучаемое в реакторе; 3 - облучённое топливо извлекаемое на обратной стороне и опускающееся в водный бассейн; 4 - топливо, транспортируемое в защитных контейнерах на химический завод для выделения плутония.

В СССР теоретические и экспериментальные исследования особенностей пуска, работы и контроля реакторов были проведены группой физиков и инженеров под руководством академика И.В.Курчатова. Первый советский реактор Ф-1 (физически первый) был выведен в критическое состояние, при котором имела место самоподдерживающаяся цепная реакция, 25.12.46. Реактор был набран из графитовых блоков и имел форму шара диаметром 7,5 м. В центральной части шара по отверстиям в графитовых блоках размещены урановые стержни. Реактор содержал 34800 кг чистого металлического урана природного изотопного состава, 12900 кг чистого диоксида урана и 420000 кг чистого графита. Активная зона реактора окружена слоем нейтронной изоляции из графита. Сначала из графитовых блоков собирали модели таких сфер в порядке увеличения их диаметра. Таких моделей было сложено и разобрано четыре, пятая стала реактором (**Рис. 190**). Сам реактор располагался в бетонированном котловане, на дно которого были уложены восемь слоев графитовых брусков. Над ними укладывались слои с отверстиями-гнездами, в которые были вставлены блоки из урана. Были также сделаны три канала для кадмиевых стержней регулирования реакции и аварийной остановки и ряд горизонтальных каналов различной формы и размеров для измерительной аппаратуры и экспериментальных целей. Общее число слоев из графитовых брусков составило шестьдесят два. Пуск Ф-1 позволил измерить основные ядерные константы, определить оптимальную конструкцию для первого промышленного реактора, строившегося на

заводе № 817, уточнить его расчетные характеристики, изучить вопросы управления и регулирования, безопасности и средств защиты от излучения. Кроме того, на нём удалось наработать плутоний, в количествах достаточных для надёжного определения его ядерно-физических характеристик.



Рис. 215. Одна из пяти уран-графитовых сфер первого советского ядерного реактора (Ф-1)

Исторически первыми промышленными реакторами – наработчиками плутония – были канальные реакторы на тепловых нейтронах с графитовым замедлителем и прямым проточным водным охлаждением.

Физический пуск первого в СССР уран-графитового реактора (ПУРГ) «А-1» («Аннушка») на комбинате № 817 в г. Челябинск-40 (г. Озерск Челябинской обл., Южный Урал), предназначенного для наработки оружейного плутония) состоялся 8.06.1948, а 19 июня он был выведен на проектную мощность (100 МВт). Именно этот день считается днем рождения Химического комбината ПО «Маяк». В состав предприятия входили: уран-графитовый реактор на естественном (природном) уране (завод «А»); радиохимическое производство по выделению плутония-239 из облученного в реакторе естественного (природного) урана (завод «Б»); химико-металлургическое производство по получению особо чистого металлического плутония (завод «В»). В реакторе А-1 в качестве топлива использовался металлический необогащенный уран (вертикальное расположение ТВЭЛов), в качестве замедлителя – графит. Охладителем служила вода. Реактор (главный конструктор - Н.А.Доллежал, изготовитель - Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И.Африкантова) представлял собой сложное инженерно-техническое сооружение, в нём смонтировано: 5000 т металлоконструкций и оборудования, 230 км трубопроводов разного диаметра, 165 км электрического кабеля, 5745 единиц запорно-регулирующей арматуры, 3800 приборов. Реактор "А" имел 1124 рабочих ячейки и 17 ячеек системы управления и защиты реактора (СУЗ), разделённые на две независимые группы. Диаметр активной зоны реактора - 520 см, высота - 357 см. Первый промышленный уран-графитовый реактор находился в эксплуатации и нарабатывал плутоний в течение 39 лет. В 1949 была завершена наработка и выделение необходимого для изготовления первой бомбы количества плутония; 23.09.49 проведено испытание первой атомной бомбы. Кроме наработки плутония в реакторе "А" нарабатывались и другие изотопы. Реактор остановлен 16.06.1987.

Табл. 52. Основные параметры первого промышленного реактора СССР (Реактор А-1).

Тепловая мощность	100 МВт
Геометрические размеры графитовой кладки:	
Диаметр	9,2
Высота	9,2
Масса графита в кладке	1050 т
Количество каналов в кладке:	
Рабочих каналов с ураном	1124
Каналов аварийной защиты	18
Каналов управления	8
Количество урановых блоков в канале	74
Общее количество урановых блоков	83000
Общая масса загрузки урана	150 т
Температура воды на выходе из канала	85 – 90°C
Температура графита	220°C
Общий расход воды	2500 м ³ /час

Второй уран-графитовый реактор-наработчик плутония АВ-1 мощностью около 1000 МВт введён в строй на «Маяке» в 1950. Третий подобный реактор АВ-2 мощностью 300 МВт пущен в 1951. Позднее его мощность была увеличена до 1400 МВт. В 1952 запущен четвертый уран-графитовый реактор-наработчик плутония АВ-3 мощностью 1000 МВт. Всего на комбинате «Маяк» в разные годы были введены в эксплуатацию 10 реакторов разной модификации, 8 из которых остановлены до 1991.

Вторым предприятием, на котором были построены ПУРГ был Сибирский химический комбинат (СХК, г.Северск, Томской области). В 1955 году на Сибирском химическом комбинате был пущен новый, существенно более мощный промышленный реактор И-1 (ЭИ-2, Сибирская АЭС) с первоначальной мощностью в 300 МВт, которая со временем была увеличена в пять раз.

Реакторы типа АДЭ (электрическая мощность 1600 МВт, тепловая 1900 МВт) позволяли не только нарабатывать плутония, но и производить электроэнергию и тепло для городов Северск и Томск. Топливом служили цилиндрические ТВЭЛы на природном (необогащенном) уране в виде металла. В качестве материала для технологических каналов и оболочки урановых ТВЭЛов применялись сплавы на основе алюминия. Теплоноситель — вода, для продувки графитовых кладок использовался азот высокой чистоты.

Построенные затем реакторы серии АДЭ были предназначены для наработки плутония, выработки электроэнергии и теплоснабжения Северска и Томска. Реакторы были запущены, соответственно, в 1955, 1958, 1961, 1964, 1965. В настоящее время все они остановлены (последний – в 2008).

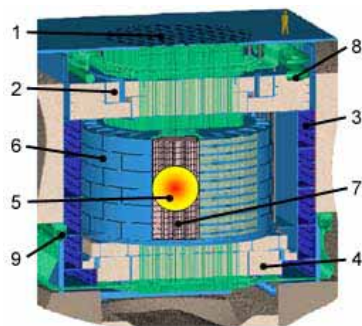


Рис. 216. Промышленный уран-графитовый реактор типа АДЭ. 1- Настил реактора, 2 - Верхняя защита, 3 - Боковая защита, 4 - Нижняя защита, 5 - Активная зона, 6 - Корпус реактора, 7 - Графитовая кладка, 8 - Трубопроводы, подводящие теплоноситель, 9 - Трубопроводы, отводящие теплоноситель

Третьим заводом, на котором построены реакторы по наработке плутония, был Красноярский горно-химический комбинат (КГХ, Железногорск, Красноярск-26). Первый уран-графитовый реактор АДЭ введен в эксплуатацию в 1958 (эксплуатировался 33 года), второй - в 1961 (эксплуатировался 35 лет). Эти реакторы работали в проточном режиме, со сбросом охлаждающей воды в реку Енисей. Проточные реакторы выведены из эксплуатации. Третий реактор, АДЭ-2 с замкнутым контуром, пущен в эксплуатацию в 1964. Тепло с этого атомного реактора используется для выработки электрической энергии и нагрева сетевой воды, которая с 1966 подается для горячего водоснабжения и отопления жилого массива, школ, больниц, промышленных предприятий Железногорска. Реактор АДЭ-2 вырабатывает 1 млрд киловатт-часов электроэнергии и 1 млн гигакалорий. Оружейный реактор АДЭ будет работать до 2010 года. И столько же лет будет продолжаться наработка оружейного плутония, правда, со сниженной на 20% мощностью.

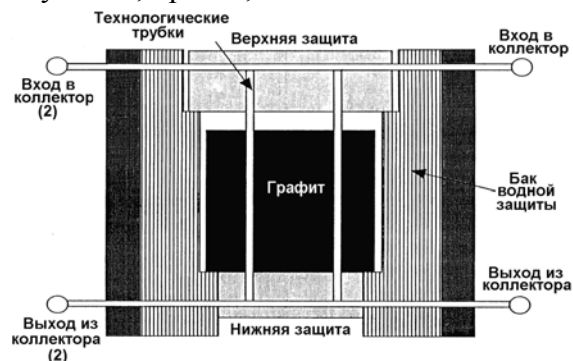


Рис. 217. Принципиальная схема реактора типа АДЭ.

В лучшие времена реакторы АДЭ-2, АДЭ-4 и АДЭ-5 вместе нарабатывали в год 1500 кг плутония.

В первых промышленных реакторах использовалась проточная схема охлаждения, когда вода забиралась из водоема, после очистки охлаждала активную зону и сбрасывалась для охлаждения в другую часть водоема. В 1950 были начаты исследования по возможности перехода на замкнутый контур охлаждения, что позволяет существенно сократить выход радиоактивности в окружающую среду. Такой двухконтурный уран-графитовый реактор ЭИ-2 был разработан в НИКИЭТ (НИИ-8), и с 1958 он действовал на СХК. Эта линия развития промышленных реакторов стала основной и была использована в новых реакторах типа АДЭ, которые были построены как на СХК, так и на Красноярском ГХК.

Существуют и промышленные реакторы на обычной воде. Пример - реактор «Руслан», пущенный на «Маяке» в 1985. Это реактор бассейнового типа, в котором теплоносителем и замедлителем одновременно является обычная (лёгкая) вода высокой степени очистки (бидистиллят). Отвод тепла осуществляется по двухконтурной схеме. Реактор используется для наработки плутония и радиоактивных изотопов. Работает в режиме кампаний. По окончании каждой кампании производится перегрузка топлива, а в течение кампании делается несколько остановок для перегрузки поглотителей и выполнения ремонтных работ.

Наработка плутония первоначально проводилась на уран-графитовых реакторах, но впоследствии к ним подключились мощные реакторы на тяжёлой воде.

В 1944 осуществлён пуск первого ядерного реактора на природном уране с тяжелой водой в качестве замедлителя (Аргоннская национальная лаборатория. США). В 1949 осуществлён пуск первого советского тяжеловодного реактора (А.И.Алиханов). В 1951 на «Маяке» были пущен промышленный тяжеловодный реактор ОК-180. Подобные реакторы использовались сначала для наработки плутония для атомных зарядов, потом одновременно плутония и трития – одного из компонентов водородной бомбы, а в настоящее время с их помощью производят широкую номенклатуру радиоактивных изотопов, легирование кремния и т.п.

В СССР первый реактор на тяжёлой воде ДК - дейтонный (тяжеловодный) котёл (реактор) был пущен 26.04.1949 в Лаборатории № 3 (теперь Институт теоретической и экспериментальной физики) под руководством академика А.И.Алиханова. Первый на евразийском континенте тяжеловодный реактор содержал 2,5 т металлического урана и 4 т тяжёлой воды. Первоначально реактор работал на мощности 500 кВт, в 1957 его мощность повышена до 2,5 МВт. На реакторе выполнено большое число измерений физических характеристик тяжеловодных систем, которые были использованы при проектировании промышленных тяжеловодных реакторов. Остановлен в 1986.

Преимущество тяжёлой воды заключается в том, что она быстрее замедляет нейтроны (то есть для замедления необходимо меньше замедлителя), а замедлившиеся нейтроны реже бесполезно поглощаются, чем в графите. Это приводит к тому, что размеры ДК значительно меньше размеров графитового котла.

Важна и возможность наработки делящегося урана-233 из тория, что значительно расширяет ресурсную базу атомного оружия. Недостаток – трудности получения тяжёлой воды (обычную воду следует обогатить в 6000 раз). В 1945–1948 построены цеха и установки по производству тяжёлой воды на Чирчикском электрохимическом комбинате, Днепродзержинском, Горловском, Березниковском и Кировоканском азотно-туковых заводах, Богословском алюминиевом заводе, Норильском комбинате.

Два реактора на тяжёлой воде, предназначенные для одновременной наработки плутония и трития, были пущены на «Маяке». Реактор ОК-180 представлял собой первый в стране промышленный тяжеловодный реактор, предназначенный для получения плутония и ряда изотопов. Топливо – природный уран, тяжёлая вода как замедлитель и теплоноситель. Строительство реактора начато 6.06.1949, закончено 23.09.1951. Основной трудностью при монтаже было обеспечение необходимой плотности коммуникаций и оборудования. Реактор с обслуживающими системами размещён в здании, имеющем подземное исполнение с относительно небольшим заглублением. Основным узлом реактора являлся герметичный корпус из алюминиевого сплава диаметром 2,8 м и высотой 3,4 м с верхней защитной крышкой, через которую производилась установка и извлечение технологических каналов, а также их загрузка рабочими блоками. Выгрузка рабочих блоков осуществлялась вниз с последующей их передачей в транспортную галерею для выдержки перед отправкой на радиохимический завод. Охлаждение рабочих блоков осуществлялось тяжёлой водой, циркулирующей по замкнутому контуру. Нагретая тяжёлая вода охлаждалась в теплообменниках простой водой (дистиллятом) второго контура, который, в свою очередь, отдавал своё тепло озёрной воде. Таким образом, теплопередающая система реактора ОК-180 состояла из трёх контуров: двух замкнутых и одного разомкнутого, исключая попадание радиоактивности в озеро.

Особенности реактора ОК-180 по сравнению с ПУРГ заключались в том, что: общая загрузка урана составила 14,4 т против 115-120 т в реакторе «А» при той же мощности. Вследствие этого теплонапряжённость металла в ОК равна 8,3 тыс. кВт-т, что в 5,5 раза выше, чем в агрегате „А“; теплосъём с 1 кв.м поверхности блока равен 1000000 калорий, что значительно выше удельного теплосъёма, принятого в реакторной технике. В тяжеловодном реакторе можно более глубоко вырабатывать уран-235 из природного урана, тем самым удельный расход урана на тонну выпускаемой продукции будет меньшим, чем в агрегате типа „А“. Реактор ОК способен работать на отработанном топливе реактора „А“. ОК обеспечивает возможность работы по получению урана-233 или иттрия при работе на обогащённом уране. В режиме производства плутония реактор эксплуатировался до 1953, затем был переведён в ториевый режим для накопления урана-233 с загрузкой блоками 2%-го обогащения и ториевыми блоками, а потом перешёл на наработку трития. Остановлен в 1965.

Реактор ОК-190 представлял собой развитие реактора ОК-180 (его диаметр и высота корпуса были на 0,5 м больше). Строительство реактора ОК-190 было начато 6.10.1953 и закончено 29.10.1955. Он был размещён в подземном здании, примыкавшем к зданию реактора ОК-180, что удешевляло их эксплуатацию за

счёт использования общих вспомогательных систем. Работал до 1965 в режиме накопления плутония, трития и различных изотопов.

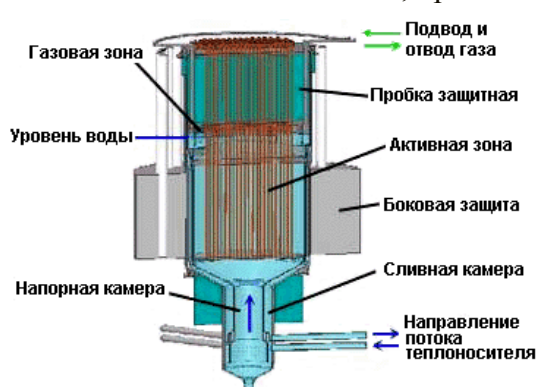


Рис. 218. Схема тяжеловодного реактора «Людмила».

Третий реактор ОК-190М пущен в апреле 1966. Параметры этого реактора позволяли кроме плутония получать различные радиоактивные изотопы, используемые в народном хозяйстве и идущие на экспорт. Остановлен 16.04.86.

Реактор «Людмила» был очередным тяжеловодным реактором с двухконтурной схемой охлаждения. Пущен 31.12.1967.

Подбором оптимальной величины "pH" удалось снизить температуру оболочки блоков, что позволило превысить проектный уровень мощности более чем на 15% без превышения регламентированных параметров. В отличие от своих предшественников, реактор имеет стальной корпус, который работает до сих пор без замечаний.



Рис. 219. Пульт управления реактора «Людмила».

В конце 20-го века в России на различных стадиях жизненного цикла находилось 18 промышленных реакторов, размещенных на трех предприятиях ЯТЦ Минатома (13 реакторов в стадии снятия с эксплуатации и пять эксплуатируется). Среди них: на СХК г. Северска реакторы И-1, ЭИ-2, АДЭ-3 в стадии снятия с эксплуатации. реакторы – АДЭ-4 (1964) и АДЭ-5 (1965) в эксплуатации (производство

электроэнергии и тепла); на ГХК г. Железногорска реакторы АД и АДЭ-1 в стадии снятия с эксплуатации. Реактор АДЭ-2 в эксплуатации (1964) (производство электроэнергии и тепла); на ПО «Маяк» г. Озерска реакторы А, АВ-1, АВ-2, АВ-3, АИ, ОК-180, ОК-190 и ОК-190М в стадии снятия с эксплуатации. Реакторы Р-1 (1979 г.) и ЛФ-2 (1988 г.) в эксплуатации. После 2008 в работе оставались два промышленных реактора – в ГХК и Маяке.

В США венгерским ученым Л.Сцилардом в январе 1943 была высказана идея о расширенном воспроизводстве ядерного горючего. Первый промышленный бридер - экспериментальный реактор 1 (**тепловые нейтроны**, тепловая мощность 0,2 МВт) был введен в действие 20.12.1951 в ядерном центре в Айдахо, США. Более перспективными оказались бридеры на **быстрых нейтронах**, обеспечивающие превращение «балластного» урана-238 (делящегося под действием только быстрых нейтронов) в уран-235, способному к делению нейтронами любых энергий). С 1949 в СССР под руководством А.И.Лейпунского велась исследовательская работа по созданию реакторов на быстрых нейтронах. Быстрый реактор введен в эксплуатацию в г.Обнинске в 1955. В 1956 началось сооружение 65 МВт демонстрационного реактора-бридера «Ферми-1» (г.Детройт, США). Первый промышленный бридер БН-350 был построен на берегу Каспийского моря (г. Шевченко) для снабжения энергией установки опреснения воды.

С середины 1949 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» был построен (1951) уран-графитовый реактор на обогащённом топливе «АИ» (реактор «А изотопный») мощностью 40 МВт. Топливо: уран-магниева керамика, обогащение урана 2%, охладитель – вода. Для улучшения теплотехнических характеристик реактора, это топливо вскоре было заменено на интерметаллид, содержащий 10%-й диоксид урана, обогащённый до 80 - 90%. Главной целью реактора «АИ» на первом этапе его эксплуатации являлось производства трития для термоядерного оружия. В периферийную часть активной зоны загружались сырьевые блоки с солью лития (Li_2SO_4). 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 имела 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.

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.

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

14.2. Радиохимическое производство

Радиохимическое производство (и сопровождающие его методы радиохимического анализа и радиометрического контроля) – важная часть ядерной индустрии. Методами радиохимии осуществляется добыча природного ядерного топлива, синтез искусственного топлива и компонентов атомного оружия.

После открытия плутония и синтеза нескольких его изотопов (Г.Сиборг А. Валь, Дж. Кеннеди, Э. Сегре), и после обнаружения возможности деления нейтронами любых энергий (причём с большим сечением и с большим выходом нейтронов, чем ^{235}U , что обещало существенно меньшую критическую массу), создание ядерного оружия пошло по двум независимым направлениям: наработка оружейного (высокообогащённого по урану-235) урана и наработка плутония-239. Обе задачи были решены радиохимиками в содружестве с физиками – ядерщиками.

После создания методов разделения изотопов и организации производства обогащённого по ^{235}U урана, тяжёлой воды и трития, усилия радиохимиков были направлены на разработку оптимального уранового топлива для промышленных реакторов и мишеней для производства ^{239}Pu из ^{238}U и ^{233}U из ^{232}Th . Что касается топлива промышленных реакторов, то поскольку использование природного, необогащённого урана требовало высокой концентрации урана в элементарной ячейке, основное топливо могло быть только чистым металлом. С развитием обогатительных техник, реакторы стали переводиться на уран, обогащённый до 5% ^{235}U , используемый теперь в топливе в виде оксидов, интерметаллидов или других соединений. Это позволило создать высокопоточные реакторы, улучшить управляемость реактора, повысить химическую стойкость топлива. Урановые мишени также стали изготавливать из обогащённого (до 90%, см. **Рис. 220**) урана, что резко повысило плотность нейтронов на ^{238}U . В отличие от топлива урановая мишень должна быть легко растворимой в кислотах и щелочах.

Облучение урановой мишени интенсивными потоками нейтронов поставило перед радиохимиками такие задачи, как выделение, концентрирование и очистка оружейного урана, оружейного плутония и нептуния. При этом важно, чтобы все продукты имели требуемый изотопный состав.

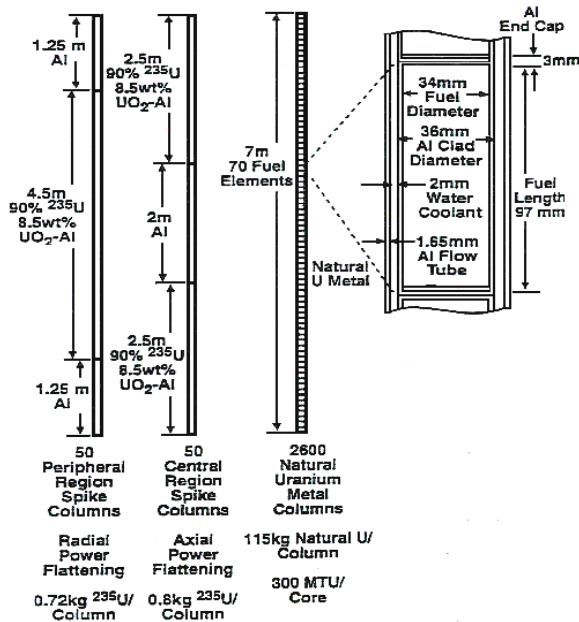


Рис. 220. Схема загрузки каналов промышленного уран-графитового реактора типа АДЭ.

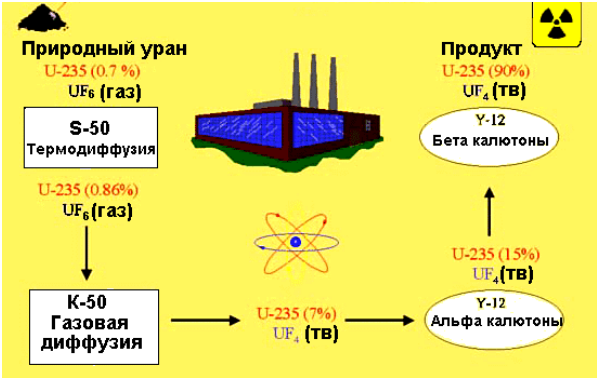


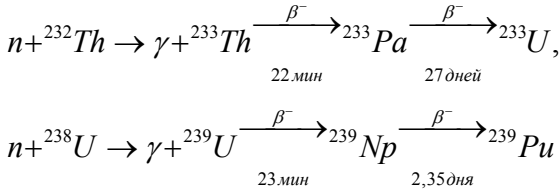
Рис. 221. Схема производства оружейного урана Ок-Зидж – 1944 – 45 гг

Основные процессы, происходящие в мишенях, облучаемых интенсивными потоками нейтронов в промышленных реакторах, направлены на превращение «сырьевых» нуклидов, в «оружейные» (в ядерной энергетике последние называются «топливными», поскольку они способны делиться нейтронами любых энергий). В Табл. 53 приведены характеристики наиболее распространенных тяжелых нуклидов, способных делиться под действием нейтронов.

Табл. 53.

Нуклид	²³² Th	²³³ U	²³⁵ U	²³⁸ U	²³⁹ Pu
Промежуточное ядро	²³³ Th	²³⁴ U	²³⁶ U	²³⁹ U	²⁴⁰ Pu
Энергетический барьер, МэВ	5,9	5,5	5,75	5,85	5,5
Энергия связи нейтрона, МэВ	5,07	6,77	6,4	4,76	6,38

Нуклиды ²³³U, ²³⁵U и ²³⁹Pu являются топливными нуклидами, а ²³²Th и ²³⁸U – сырьевыми. Переработка сырьевых нуклидов в топливные основана на реакции радиационного захвата нейтрона:



В то время как оружейные нуклиды в тепловой области имеют сечения ~1000 барн, а сырьевые вообще не делятся, в быстрой области сырьевые нуклиды имеют на один – два порядков меньшее сечение.

В годы войны в США производство оружейного урана шло по схеме, представленной на Рис. 221. Урановая руда, перерабатывалась сначала в жёлтый кэк (смешанный оксид урана), затем в газообразный UF₆, предварительно обогащалась ²³⁵U на термодиффузионном сепараторе (0,7% до 0,86%), потом (более сильно) на диффузионных мембранных колоннах (до 7%) и, наконец, поступала на магнитные сепараторы (масс-спектрометры – калютроны). Калютроны были разбиты на две линии: первая (альфа-калютроны) вела обогащение до 15% (на выходе был твёрдый UF₄, вторая (бета-калютроны) – выдавала готовую продукцию – твёрдый UF₄ (90% ²³⁵U), который шёл на изготовление металлического урана оружейного качества.

Второе направление радиохимической промышленности – производство оружейного плутония.

При наработке реакторного плутония оружейного качества возникло две проблемы. Первая из них заключалась в выборе оптимального времени облучения урана. Дело в том, что составляющий основную часть естественного урана изотоп ^{238}U захватывает нейтроны, образуя ^{239}Pu , тогда как ^{235}U поддерживает цепную реакцию деления в реакторе. Поскольку для образования тяжелых изотопов плутония необходим дополнительный захват нейтронов, то их количество в уране растёт медленнее, чем количество ^{239}Pu . Уран, облучённый в реакторе короткое время, содержит небольшое количество ^{239}Pu , зато – более чистого, чем при длительных выдержках, так как вредные тяжёлые изотопы не успели накопиться. Однако, ^{239}Pu сам подвержен делению, поэтому при увеличении его концентрации в реакторе, скорость его трансмутации возрастает. Поэтому уран надо извлекать из реактора максимум через несколько дней облучения.

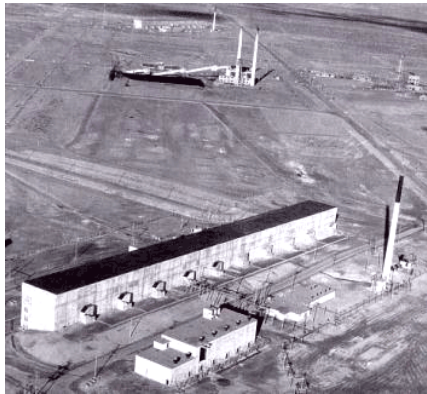


Рис. 222. Здание радиохимического завода (технология Королева Мэри, США).

Второй проблемой является количественное отделение небольших количеств плутония от больших количеств продуктов деления и непрореагировавшего урана. Содержание радиоактивных продуктов деления ^{235}U нужно уменьшить до концентрации менее одной части на 10^7 частей плутония. Эта стадия необходима для уменьшения интенсивности γ -радиации, исходящей от продуктов деления, что должно способствовать

более безопасному обращению с плутонием, а также для удаления примесей, активно поглощающих нейтроны.

В 1960-ых основной технологией переработки облучённого в промышленном реакторе с целью наработки оружейного плутония (а в последствии – урана, годного к оружейному использованию) стал ПРЕКС-процесс (PUREX -plutonium/uranium/recovery/extraction). Этот процесс позволяет извлекать из облучённого урана плутоний, уран, нептуний и другие элементы путём непрерывной экстракции органическими растворителями. После растворения в азотной кислоте, нитраты плутония и урана переходят в органическую фазу, тогда как продукты деления удаляются с водной фазой.

Более подробно радиохимические методики переработки облучённого урана мы рассмотрим позднее в главах, посвящённых переработке отработанного ядерного топлива энергетических реакторов.

Как уже упоминалось, первый советский промышленный реактор «А» для наработки плутония на комбинате «Маяк» был пущен в 1948. Одновременно был построен и подготовлен к эксплуатации радиохимический завод «Б» для выделения плутония с высокой степенью химической чистоты (свыше 99%). Добытый и переработанный природный уран, помещенный в оболочку из алюминия (урановые «блочки»), загружали в активную зону реактора-наработчика. После образования в урановых «блочках» достаточного количества плутония они выгружались из активной зоны, и некоторое время выдерживались в специальных емкостях под слоем воды (для снижения уровня радиоактивности), а затем поступали для переработки на радиохимический завод «Б». Технология выделения оружейного плутония предусматривала растворение урановых блочков в азотной кислоте. Затем по висмут-фосфатному методу (см. наш обзор ПЛУТОНИЙ) выделялся химически чистый ^{239}Pu , пригодный для военных целей. В основу технологии очистки его от примесей и продуктов деления положен окислительно-восстановительный процесс ацетатного осаждения уранил-триацетата урана. В ходе реакции использовались марганцевая кислота, азотнокислая ртуть, бихромат калия, бисульфит натрия, фтор. Технология требовала большого количества воды, которая в ходе производства насыщалась радиоактивными элементами и вредными химическими веществами. Из 1 т урановых блочков выделялось 100 г плутония и 115 г радиоактивных продуктов деления урана. Неиспользованный уран тщательно очищали от следов плутония и высокоактивных продуктов деления. Из этого урана производился другой вид ядерной взрывчатки — высокообогащенный ^{235}U . С этой целью в поселке Верхне-Нейвинском на Среднем Урале был построен специальный завод (комбинат № 813). Полученный на заводе Б концентрированный раствор плутония подвергался затем дополнительной очистке, чтобы уменьшить его β - и γ -излучение. После чего он поступал на завод «В», где из него получали металлический плутоний, пригодный для изготовления сердечников атомных бомб.

14.3 Радиохимические заводы СССР (России)

В СССР было организовано несколько крупных производств, на которых были задействованы радиохимические технологии. Ниже перечислены некоторые заводы по производству делящихся материалов в историческом контексте.

Производственное объединение "Маяк" (Комбинат №817) пущен в городе Челябинск-40 (Озерск) в 1948. В состав комбината входили первый промышленный реактор для наработки плутония (объект "А"), радиохимический завод по переработке ОЯТ и выделению плутония (завод "Б") и завод по производству металлического плутония (завод "В"). Всего на комбинате пущено 10 реакторов, на которых велась наработка оружейного плутония (в частности для испытания первой атомной бомбы РДС) и трития для первых образцов водородных бомб.

Радиохимический завод "Б" на ПО «Маяк», пущен в эксплуатацию в 1948. В 1952 было принято решение о строительстве дублирующего радиохимического предприятия - завода "ДБ", первая очередь которого пущена в 1959. В связи с тем, что радиохимические заводы страны обеспечивали необходимый объем потребностей в переработке ОЯТ промышленных реакторов, то встал вопрос о реконструкции завода "Б". В качестве нового вида работ предприятия была определена переработка ОЯТ ядерных реакторов АЭС и энергетических установок флота. Новый завод РТ-1, созданный на базе завода "Б", вступил в действие в 1977. В 1987 на заводе пущен комплекс отверждения и остекловывания жидких высокоактивных отходов.

В 1949 году начал действовать химико-металлургический завод "В" по производству высокочистого оружейного плутония. На этом же заводе выпускались необходимые детали из плутония, а также из высокообогащенного урана.

Сибирский химический комбинат – СХК начался строиться в городе Томск-7 (Северск) 1949. На комбинате должны производились работы по получению основных ядерных оружейных материалов, включая: наработку плутония в промышленных ядерных реакторах; получение диоксида плутония и металлического плутония; получение гексафторида урана и производство обогащения урана по изотопу ^{235}U ; получение металлического обогащенного урана; производство деталей из оружейного плутония и оружейного урана. Для выполнения этих работ на комбинате были построены пять промышленных ядерных реакторов, завод по производству гексафторида урана (1954), завод по обогащению урана методом газовой диффузии (1953), радиохимический завод для переработки ОЯТ и получения чистых соединений плутония и урана (1961), химико-металлургический завод для получения металлических заготовок из плутония и урана и изготовления из них деталей (1961). На территории СХК действует специальная система обращения с радиоактивными отходами. За время работы комбината его основное производство неоднократно модернизировалось. Так, например, была существенно увеличена мощность промышленных ядерных реакторов, завод по обогащению урана перешел на центрифужную технологию, были введены новые технологии выделения плутония. Производство высокообогащенного урана прекращено в 1988, и завод по обогащению урана сейчас используется для производства низкообогащенного урана, необходимого для ядерного топлива АЭС.

Красноярский горно-химический комбинат КГХК (Комбинат №815) в городе Красноярск-26 (Железногорск) начался строиться в 1950. Основная задача комбината - наработка оружейного плутония в промышленных реакторах и его выделение на радиохимическом заводе. Особенность КГХК - размещение его основных производств глубоко под землей в скальных породах, что диктовалось необходимостью создания производства ядерных материалов, способного сохраниться в условиях ядерной войны. В состав комбината входили: реакторное производство на базе трех промышленных реакторов, радиохимический завод по выделению плутония и урана и металлургический завод по производству металлического плутония. За время работы комбината мощность его ядерных реакторов была увеличена в 2,2 раза. Была модернизирована и технология выделения плутония. Сейчас идёт строительство завода РТ-2 для временного хранения и радиохимической переработки ОЯТ реакторов ВВЭР-1000.

Уральский электрохимический комбинат – УЭХК (Комбинат №813) создан в 1949 в г. Свердловск-44 (Новоуральск). Это - первое промышленное предприятие по разделению изотопов урана газодиффузионным методом (Завод «Д-1»). Затем были построены заводы Д2-Д5, что позволило увеличить выход продукции в 100 раз. В 1955 году было принято решение о создании на комбинате участка с разделением изотопов урана газовыми центрифугами, которые изготавливались здесь же на специальном заводе (с 1961). В 1964 на УЭХК построен первый в мире крупный завод центрифужного обогащения урана. Опыт его эксплуатации подтвердил технологические преимущества этого метода, его экономичность и надежность. В 1966 была начата последовательная замена газодиффузионной технологии обогащения центрифужной технологией. С 1988 производство оружейного урана прекратилось и обогатительное производство было переориентировано на производство низкообогащенного урана. В 1994 введено в действие производство по разобогащению оружейного урана.

Ангарский электролизный химический комбинат (г. Ангарск) пущен в 1954 Комбинат представлял собой комплекс заводов по получению гексафторида урана и газодиффузионному способу его обогащения (завод "Д-8", 1957). В период с 1962 по 1985 производилась и модернизация завода по производству гексафторида урана, который стал в середине 80-х годов крупнейшим производителем этого продукта в мире. В конце 80-х

годов на АЭХК были начаты работы по освоению технологии обогащения урана центрифужным методом (1991).

Красноярский электрохимический завод (ЭХЗ) по обогащению урана в г.Красноярск-45 начал строиться в 1956, вступил в действие в 1962. Основная задача - производство высокообогащенного урана для оружейных целей. Использовался газодиффузионный метод разделения изотопов урана. В 1988 производство оружейного урана было прекращено, и комбинат полностью переориентировался на производство низкообогащенного урана для атомной энергетики. С 1990 обогащение урана на ЭХЗ производится с помощью высокоэффективных и экономичных газовых центрифуг. Важным направлением работ комбината является производство широкого спектра стабильных и радиоактивных изотопов различных элементов, разработка оборудования на основе центробежной технологии.

Кирово-Чепецкий химический комбинат (завод №752, г.Кирово-Чепецк) предназначался для выпуска продукции на основе хлора и фтора, прежде всего гексафторида урана (1950). В 1952 в связи с началом программы создания термоядерного оружия на заводе было начато производство обогащенного лития. Другим направлением работ комбината явилось создание производства органических соединений, которые получили широкое распространение при создании различных видов гражданской (медицинской) и военной продукции (в том числе - средств защиты растений (гербициды) и минеральных удобрений).

Новосибирский завод химических концентратов (НЗХК, завод №80) начал строиться в 1948. Назначение - производство ядерного топлива для ядерных реакторов. Сначала он производил ядерное топливо на основе природного урана, которое использовалось в промышленных реакторах для наработки плутония. На заводе существовал полный технологический цикл от переработки уранового сырья до выпуска ТВЭЛов. В 60-х годов завод начал производство нового вида продукции - ТВЭЛов для исследовательских ядерных реакторов. Важным направлением деятельности завода стало создание производства ТВЭЛов и ТВС для реакторов ВВЭР-1000, в том числе для первого реактора этого типа на Нововоронежской АЭС.

Машиностроительный завод (г. Электросталь) В 1945 г. завод No. 12 Наркомата боеприпасов перепрофилировался в химико-металлургический завод для решения задач атомной программы и, прежде всего, выпуска блоков из металлического урана. В 1945-49 год на заводе были освоены переработка уранового сырья, получение металлического урана и выпуск на его основе блоков для первых ядерных реакторов. В 1953 году завод начал производство ТВЭЛов для первой АЭС, а затем для других видов ядерных энергетических реакторов, исследовательских реакторов и ядерных энергетических установок. В 1954 году завод начал работы по созданию производства обогащенного лития. В конце 40-х годов завод освоил производство фильтров для газодиффузионных машин. В начале 60-х годов было освоено производство феррито-бариевых магнитов для центрифуг - основы нового промышленного способа разделения изотопов урана.

Чепецкий механический завод создан на базе завода №544 (г. Глазов) в 1946 с целью производства металлического урана для ядерных реакторов. Первый металлический уран на заводе получен в 1948. В связи с переработкой рудного сырья на заводе было освоено получение концентратов радия и протактиния. В номенклатуру продукции завода в 60-е годы входили: слитки из металлического урана, тетрафторид урана, диоксид урана, ТВЭЛы, продукция из обедненного урана. На заводе созданы производства металлического кальция высокой чистоты, необходимой компоненты для выпуска основной продукции, металлического циркония и сплавов на его основе, а в конце 60-х годов - циркониевых труб и другой циркониевой продукции энергетических ядерных реакторов.

Одновременно с созданием в СССР промышленности по производству делящихся материалов, решалась проблема серийного изготовления атомных боеприпасов. Первый институт по проектированию атомной бомбы (руководитель Ю.Б.Харитон) и заводы по её производству начали строиться в 1946 на территории разорённого монастыря Серафима Саровского недалеко от г. Арзамас. Лаборатория «В», потом КБ-11, сейчас ГНЦ РФ «Физико-энергетический институт».

Электромеханический завод «Авангард». В 1949 началось строительство серийного производства атомных бомб на территории зоны КБ-11 (Арзамас-16, г.Саров, ныне КБ-11 называется РФЯЦ-ВНИИЭФ)), в была изготовлена первая атомная бомба. Предприятие получило условное обозначение «Ремонтный цех объекта №550» или «Ремонтный цех Приволжской конторы Главгорстроя СССР». До ввода в действие первого серийного завода изготовление и создание ядерных боезапасов производилось заводами No. 1 и No. 2 КБ-11. Основные производственные здания сданы в эксплуатацию в 1951 г. В течение последующих 6 лет завод находился в составе КБ-11 и именовался «Союзный завод №551», для внутреннего пользования использовалось название «Завод №3». В 1966 Завод №551 стал называться электромеханическим заводом "Авангард" (ЭМЗ "Авангард"). Завод обеспечил Советскую Армию и Флот ядерным оружием, в частности, он начал выпускать 20 бомб типа РДС-1 в год. В 1951 первые три серийные атомные бомбы типа РДС-1 "вышли" с завода. Вскоре был создан ряд производств такого рода в различных регионах страны, с большим территориальным разбросом - Урал (Свердловская и Челябинская области) и центр России (г. Пенза). После

образования в 1953 Министерства среднего машиностроения СССР, были построены новые предприятия, ряд заводов переданы из других отраслей промышленности: с 1949 года - завод 48 (ПО "Молния"); с 1949 - объект 551 (ЭМЗ "Авангард"); с 1950 - комбинат «Электрохимприбор»; с 1955 - Приборостроительный завод (Приборостроительный завод, Трехгорный); с 1956 - Пензенский приборостроительный завод (ПО «Старт»); с 1957 - Новосибирский приборостроительный завод (ПО «Север»). Ученые и разработчики ядерного оружия обеспечили разработку ядерных боеприпасов для всех родов войск, а серийное производство обеспечило их изготовление в необходимых количествах. В 1966 в 3 раза увеличены объемы производства специзделий. В начале 80-х годов СССР догнал и перегнал США по количеству ядерных боеприпасов. Расширение номенклатуры и увеличение количества выпускаемых ядерных боеприпасов потребовали расширения сборочного производства. В 1954 было принято решение о начале строительства приборостроительного завода в Пензе-19, специализирующегося на выпуске электромеханических, электронных и радиотехнических узлов ядерного оружия. Необходимая для широкомасштабного производства ядерных боеприпасов и производственная база была создана в Уральском регионе и Сибири (Челябинске-70, Свердловске-45, Златоусте-36, Новосибирске). В конце 50-х годов был расширен завод №48 в Москве (ПО «Молния»), занимавшийся производством баллистических корпусов и блоков автоматики.