



# ЭНЕРГЕТИЧЕСКАЯ ПРОМЫШЛЕННОСТЬ

Атомные Электростанции



## Оглавление

3	Аннотация
4	Введение
5	Место АЭС в энергобалансе
8	Ядерный топливный цикл
12	Добыча и обогащение урановой руды
14	Конверсия
14	Изотопное обогащение
15	Изготовление топлива
16	Топливо в реакторе
19	Транспортировка и промежуточное хранение отработавшего топлива
21	Переработка
22	Из чего состоит АЭС?
24	Классификация РУ
26	Какие бывают АЭС?
36	Особенности оценки рисков ОИАЭ
41	Серьезные аварии в ЯТЦ
41	Особенности страхования
41	Страхование строительно-монтажных рисков
45	Страхование эксплуатации
46	Заключительные положения
47	Приложение 1
49	Приложение 2.
49	Ядерные аварии (СЦР)
57	Утечка UF <sub>6</sub>
61	Пожар и экзотермические реакции
72	Утечка радиоактивного материала, загрязнение
79	Нарушение энергоснабжения

## Аннотация

Необходимость электрической энергии для современного производства и быта человека общеизвестна. Электрическую энергию производят на электрических станциях, использующих различные виды природной энергии.

Промышленное значение имеет тепловая энергия сжигания органического топлива, гидравлическая энергия рек, энергия деления атома ядра (ядерного топлива), в последнее два десятилетия существенную роль начинает играть «зелёная» энергетика. Атомные электростанции производят значительную часть электроэнергии в мире.

В целях более объективной оценки рисков на объектах энергетики и формирования единого подхода российского страхового рынка компания АО «РНПК» выпускает серию публикаций посвящённых энергетической промышленности России. В рамках данной серии будут изданы следующие документы:

- 1. Тепловые Электрические Станции;
- 2. Гидравлические Электрические Станции;
- 3. Атомные Электростанции;
- 4. Альтернативная энергетика;
- 5. Мусоросжигательные электрические станции;
- 6. Электрические сети.

В данных документах затронуты аспекты оценки рисков при страховании имущества, позднее они будут дополнены оценкой рисков при проведении СМР.

## Введение

В дайджесте рассматриваются вопросы оценки рисков эксплуатации Атомных Электростанций. Приведен краткий обзор видов деятельности, образующих ядерный топливный цикл, и сопутствующих им рисков, классификация АЭС по различным признакам, освещены некоторые конструктивные особенности АЭС.

Учитывая специфичность ядерных рисков, в данном дайджесте также будут рассмотрены особенности страхования / перестрахования этих рисков в период строительства объектов использования атомной энергии и их эксплуатации.

Данный дайджест подготовлен совместно с AO «ACБ» AO «ACБ» 119048, г.Москва, ул.Усачёва, д.35, стр.1 +7 (495) 276-51-52 general@atombroker.ru www.atombroker.ru

# Место АЭС в энергобалансе

Атомными электростанциями (АЭС) называются предприятия, использующие для выработки электроэнергии ядерные теплосиловые установки, состоящие из ядерной реакторной установки (РУ) и паротурбинной установки (ПТУ).

На конец 2020 года в 32 странах мира эксплуатируется 438 энергоблоков, суммарной мощностью 388,8 ГВт.

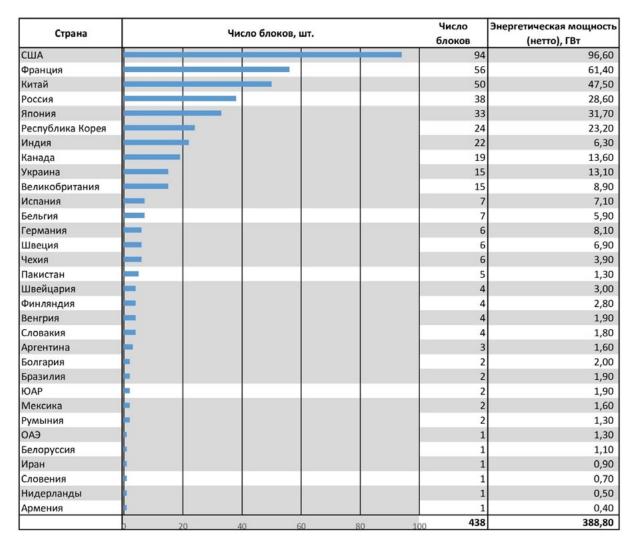


Рис. – Число атомных энергоблоков и их совокупная электрическая мощность для различных стран мира (по официальным данным МАГАТЭ на 31.12.2020)

На сегодняшний день Российская Федерация ведёт строительство АЭС и ядерных центров в таких странах, как Китай, Турция, Бангладеш, Египет, Беларусь, Венгрия, Боливия.

В стадии обсуждения и возможного возведения энергоблоков Госкорпорации «Росатом» ведёт переговоры с Саудовской Аравией и Узбекистаном.



Рис. 1. Установленная мощность электростанций ЕЭС России по видам генерации, %. Источник: Системный оператор ЕЭС России.

Единственной в России компанией, выполняющей функции эксплуатирующей организации (оператора) АЭС является АО «Концерн Росэнергоатом», дочернее предприятие Госкорпорации «Росатом», занимающее четвертое место в мире по количеству блоков АЭС, на 11 АЭС эксплуатируется 37 энергоблоков суммарной установленной мощностью свыше 29 ГВт, включая:

- 22 энергоблока с реакторами типа ВВЭР (из них 4 энергоблока ВВЭР-1200,
- 13 энергоблоков ВВЭР-1000 и 5 энергоблоков ВВЭР-440 различных модификаций);
- 11 энергоблоков с канальными реакторами (8 энергоблоков с реакторами типа РБМК-1000 и 3 энергоблока с реакторами типа ЭГП-6);
- 2 энергоблока с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением (БН-600 и БН-800);
- 2 реакторные установки типа КЛТ-40С электрической мощностью по 35 МВт в составе плавучей атомной теплоэлектростанции (ПАТЭС).

Энергоблоки с РУ ВВЭР установлены на Балаковской АЭС, Калининской АЭС, Кольской АЭС, Ленинградской АЭС, Нововоронежской АЭС, Ростовской АЭС. Энергоблоки с РУ РБМК-1000 установлены на Курской АЭС, Ленинградской АЭС, Смоленской АЭС. Энергоблоки с реакторами ЭГП-6 эксплуатируются на Билибинской АЭС

Энергоблоки с РУ типа БН эксплуатируются только на Белоярской АЭС.

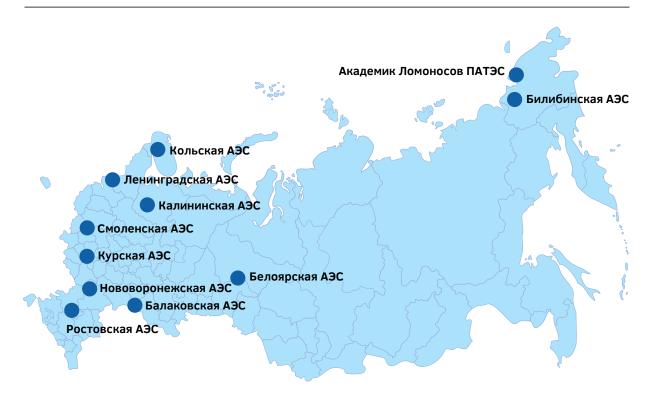


Рис. 2. Действующие и строящиеся АЭС Российской Федерации

Интенсивное развитие ядерной энергетики можно считать одним из средств борьбы с глобальным потеплением. К примеру, по подсчетам экспертов, атомные станции в Европе ежегодно позволяют избежать эмиссии около 700 миллионов тонн CO2. АЭС российского дизайна в разных странах ежегодно предотвращают выброс в атмосферу около 210 млн. тонн углекислого газа. Таким образом, ядерная энергетика, являясь мощным базовым источником электрогенерации, вносит свой вклад в декарбонизацию.

# Ядерный топливный цикл

ЯТЦ – это вся последовательность повторяющихся топливных процессов, начиная от добычи топлива, включая производство электроэнергии и заканчивая переработкой и хранением ОЯТ и/или захоронением радиоактивных отходов. В зависимости от вида ядерного топлива и конкретных условий, ядерные топливные цикла могут различаться в деталях, но их общая принципиальная схема сохраняется.

На большинстве установок ядерного топливного цикла применяемых на предприятиях по добыче и переработке урана, конверсии, обогащению и производству топлива, обрабатываемые радиоактивные материалы распределяются по всей установке, и поэтому, в отличие от ядерных реакторов, в меньшей степени сосредоточены в одном месте. Кроме того, установки ядерного топливного цикла, включая установки по переработке, эксплуатируются в условиях относительно низких температур, давления и в подкритичных условиях, так что потенциальной энергии не достаточно для быстрого перерастания условий отклонения от нормальной эксплуатации в опасные аварийные ситуации.

Но не смотря на выше сказанное все установки топливного цикла проектируются в соответствии нормами и правилами по безопасности, а также с учетом внутренних факторов опасности таких, как пожар, взрыв, радиоактивное загрязнение и критичность, а также внешних воздействий таких, как сейсмическая активность, экстремальные погодные условия, наводнение, падение самолета, внешний пожар и внешний взрыв.

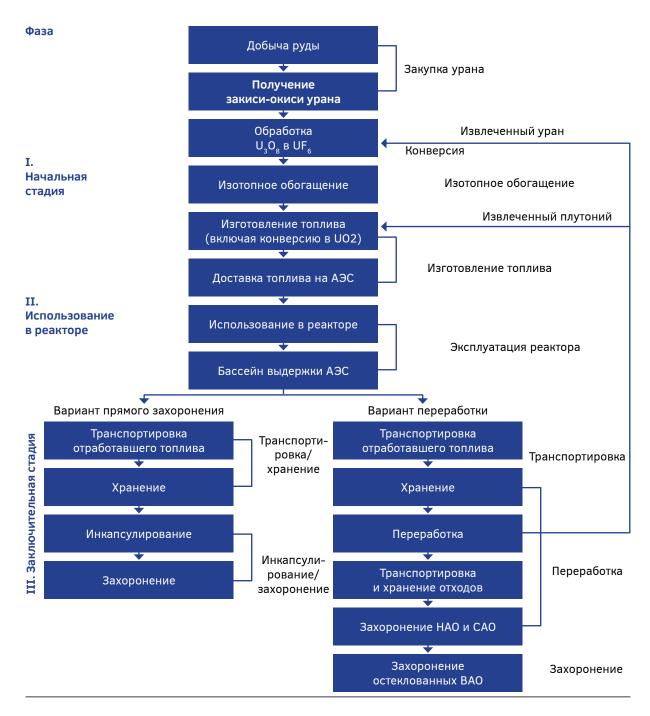
Различают два основных варианта топливного цикла: открытый ЯТЦ и закрытый ЯТЦ.

Открытый ЯТЦ – ядерный топливный цикл, в котором отработавшее ядерное топливо, выгруженное из реактора, не перерабатывается и рассматривается как радиоактивные отходы.

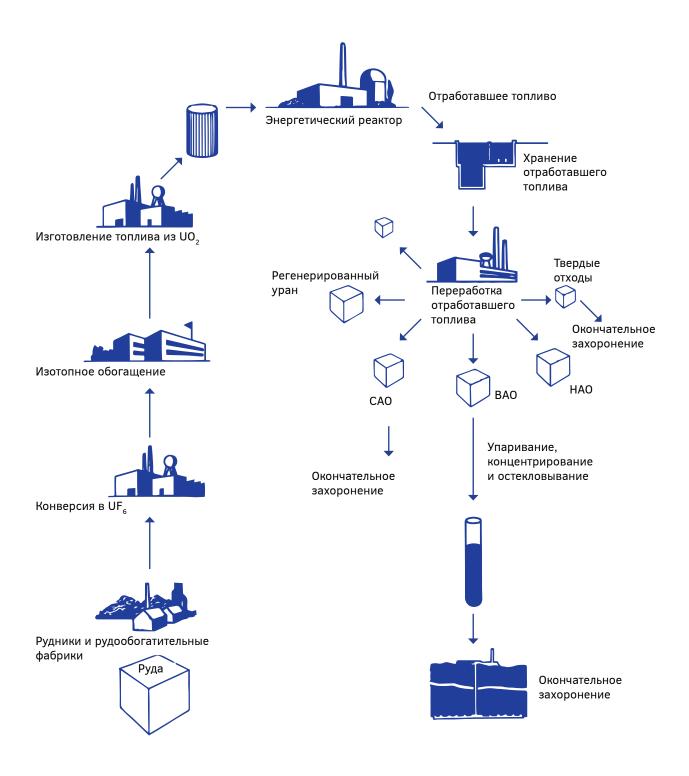
Закрытый ЯТЦ – ядерный топливный цикл, в котором отработавшее ядерное топливо, выгруженное из реактора, перерабатывается для извлечения урана и плутония для повторного изготовления ядерного топлива.

#### Топливный цикл можно разделить на три стадии:

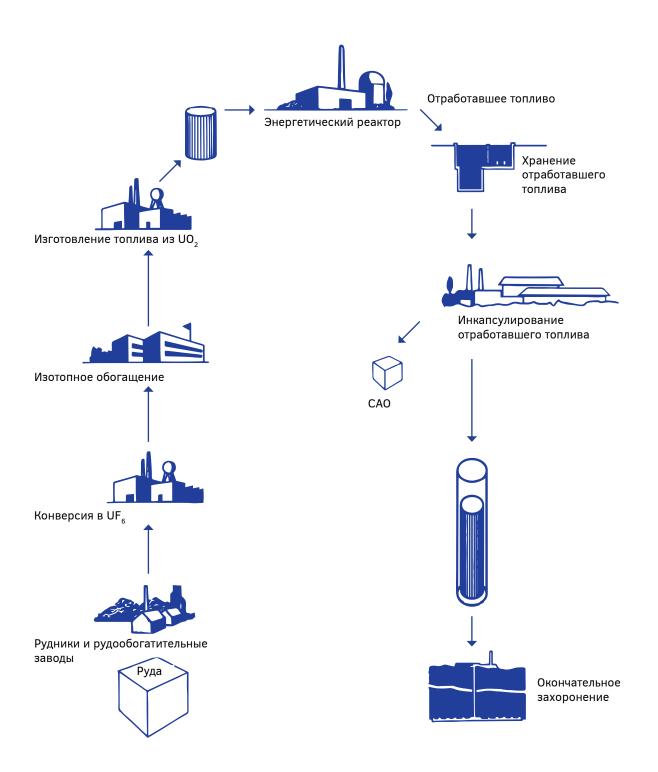
- 1. начальную стадию, охватывающую операции от добычи урановой руды до поставки изготовленных ТВС на площадку АЭС;
- 2. стадию использования топлива в реакторе, где энергия деления используется для производства электричества, и временного хранения ОЯТ на площадке АЭС;
- 3. заключительную стадию, которая начинается с отправки отработавшего топлива в отдельно стоящее хранилище, или на завод по переработке отработавшего топлива, и заканчивается окончательным удалением высокоактивных остеклованных отходов после переработки, или непосредственно инкапсулированного отработавшего топлива.

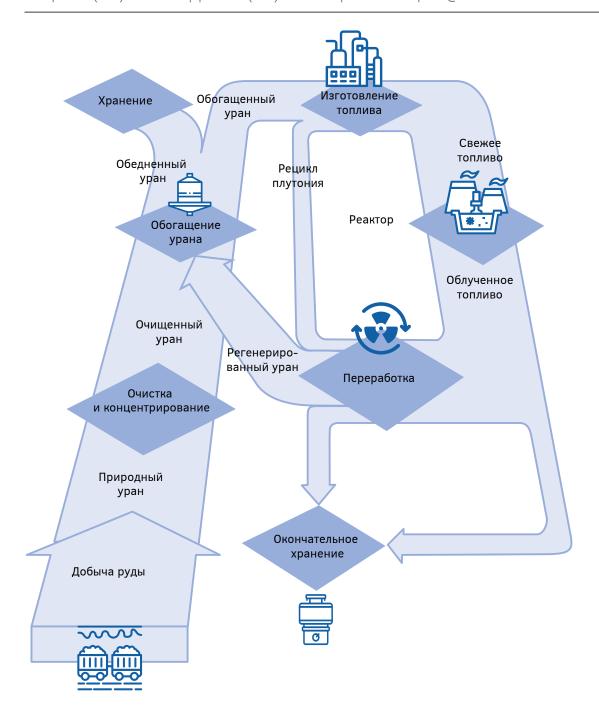


Вариант топливного цикла, в котором отработавшее топливо подвергается переработке с целью отделения плутония и оставшегося урана от отходов, полученных в процессе деления, называют вариантом переработки – открытый топливный цикл:



Второй вариант, обычно называемый прямым захоронением, предусматривает захоронение отработавшего топлива после длительного периода хранения и соответствующей обработки – закрытый топливный цикл:





#### Добыча и обогащение урановой руды

Уран используется в качестве топлива почти во всех существующих ядерных реакторах. Он является элементом, который широко распространен в земной коре и океанах, однако экономически выгодная добыча урана возможна только в тех местах, где в результате геологических процессов возросла его локальная концентрация. В прошлом во всех экономически пригодных урановых рудах обычно содержалось менее 0,5% урана, а в некоторых случаях добывалась руда, концентрация урана в которой падала до 0,04%. С другой стороны, в некоторых месторождениях концентрация урана в руде составляет несколько процентов.





Рис. 3. Добыча урановой руды

Традиционно уран добывают либо в шахтах (Франция, Нигер, ЮАР), либо в открытых карьерах (Австралия, Намибия, Казахстан, Узбекистан). Затем на заводах по переработке руды (обогатительных фабриках), уран извлекается из раздробленной руды. Такой способ обычно позволяет извлечь 85-90% урана, содержащегося в руде. Радиоактивность выделенного урана очень низка. Радиоактивные дочерние продукты остаются в хвостах переработки, затем их стабилизируют и возвращают обратно в рудник или захоранивают каким-либо иным способом.





Рис. 4. Урановая руда

Добыча урана также осуществляется путем пропускания через рудные тела химических растворов, которые растворяют уран. Данный процесс называют добычей растворением или подземным выщелачиванием (США, Канада, Россия). Кроме того, в качестве побочного продукта уран можно получать при извлечении из соответствующих минералов других металлов, например меди и золота, а также в качестве побочного продукта при производстве фосфорной кислоты из фосфоритов.

Урановый концентрат ( $U_3O_8$ ), получаемый на заводах по переработке руды, известен под названием желтый кек и обычно содержит 60-85 вес.% урана. В зависимости от качества уранового концентрата его иногда подвергают дополнительной очистке на аффинажной установке недалеко от рудника перед отправкой в металлических контейнерах на конверсионный завод.





Рис. 5. Жёлтый кек

#### Конверсия

Требуемая высокая чистота ядерного топлива достигается путем растворения уранового концентрата в азотной кислоте, фильтровании и обработке раствора химическими растворителями (экстрагентами). Чистота получающегося в результате этих операций уранилнитрата составляет более 99,95%.

Уранилнитрат переводят в оксид урана, который в свою очередь конверсируется в летучий гексафторид урана ( ${\sf UF}_6$ ), используемый в процессе изотопного обогащения.

#### Изотопное обогащение

Природный уран – это смесь в основном неделящегося изотопа урана <sup>238</sup>U (более 99 %) и делящегося изотопа <sup>235</sup>U (0,71 %), который соответственно и представляет собой ядерное горючее. Большинству реакторов требуется топливо, концентрация урана-235 в котором выше природной.

Несмотря на то, что изотопы какого-либо конкретного элемента обладают одинаковыми химическими свойствами, ядра их атомов несколько различаются по массе, и такое различие позволяет разделить данный элемент на части, имеющие различное относительное содержащие тяжелые и легкие изотопы. Процесс увеличения концентрации изотопа уран-235 называют изотопным обогащением.

Методы изотопного обогащения обычно включают в себя разделение в газовой фазе, для чего и требуется конверсия урана в летучий гексафторид. Дополнительное преимущество данного соединения заключается в том, что у фтора имеется лишь

один изотоп, поэтому различия в массе молекул гексафторида полностью связаны с различиями в массе атомов урана, который они содержат.

В России изотопное обогащение осуществляется с применением газовых центрифуг. Также в некоторых государствах изотопное обогащение осуществляется при помощи газовой диффузии через пористые мембраны.





Рис. 6. Газовые центрифуги

Многие лаборатории исследуют методы лазерного возбуждения, в которых используются незначительные отличия в характеристиках поглощения света атомами урана или их соединениями, а также химические методы изотопного обогащения. Потребление энергии при использовании вышеперечисленных методов составляет лишь небольшую часть от потребления энергии в газодиффузионных процессах.

На заводе по изотопному обогащению гексафторид урана разделяют на две фракции. Меньшая часть (10%) обогащается по изотопу урана-235 и с соблюдением соответствующих мер предосторожности против случайного образования критической массы отправляется в металлических контейнерах на завод по изготовлению топлива. Большая часть (90% - отвалы процесса обогащения), обедненная по содержанию изотопа урана-235, направляется на хранение. Возможно в дальнейшем в результате экономических и технических изменений станет выгодным извлечение из отвалов оставшихся 0,2-0,3% урана-235.

#### Изготовление топлива

Обогащенный гексафторид урана превращают в порошок диоксида урана, который затем прессуют в таблетки и спекают в печи при высокой температуре для получения плотного керамического топлива. Топливные таблетки собирают и герметизируют в трубках из коррозионно-стойкого циркониевого сплава, обладающего низким поглощением нейтронов, или нержавеющей стали. Эти загруженные топливом трубки, называются топливными элементами (ТВЭЛами), установленные в решетку с фиксированной геометрией, образуют тепловыделяющую сборку (ТВС).



#### Топливо в реакторе

Новое топливо, доставляемое на площадку АЭС, помещается в хранилище, рассчитанное на хранение запасов топлива, достаточных для удовлетворения потребностей АЭС.

Из хранилища тепловыделяющие сборки (ТВС) перемещаются в реакторное здание и устанавливаются в активную зону, где они находятся в течение примерно 3-5 лет в зависимости от выбранного графика перегрузки топлива. В течение этого времени в результате процесса деления атомов урана производится энергия и образуются продукты деления. Все процессы «горения» - расщепление ядер <sup>235</sup>U с образованием осколков деления, радиоактивных газов, распуханием таблеток – происходят внутри трубки твэла.





#### Ядерная реакция деления

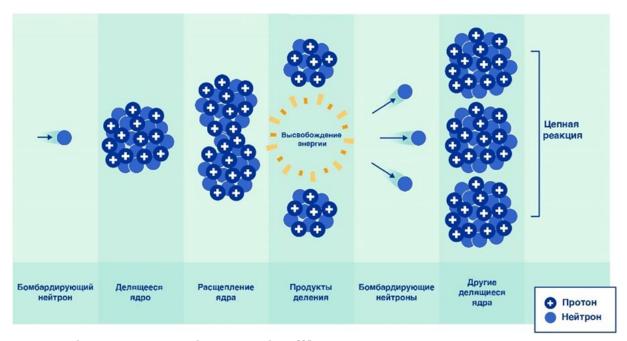


Рис. – Ядерная реакция деления ядер <sup>235</sup>U

Расщепление ядра делящегося элемента (ЯТ) происходит вследствие попадания в него нейтрона. При этом возникают движущиеся с большой скоростью осколки деления (ядра других элементов) и два-три новых нейтрона. Последние способны вызывать деление новых ядер. Характер дальнейшего процесса будет зависеть от изменения баланса нейтронов. Если из образующихся после каждого акта расщепления ядра двух-трех нейтронов один-два нейтрона будут «погибать» (т.е. не вызывать акта следующего деления), то оставшийся и расщепивший следующее ядро один нейтрон будет постоянно «поддерживать» их существование. Например, в некоторый начальный момент существовало 100 нейтронов, то при описанных выше условиях этот уровень нейтронов будет поддерживаться постоянным, и реакция деления будет носить стационарный характер. Если число нейтронов постоянно будет увеличиваться, то произойдет тепловой взрыв, если уменьшаться, то реакция прекратится (или перейдет на меньший уровень тепловыделения). Чем выше стационарный уровень числа существующих нейтронов, тем больше мощность реактора.

Образующиеся в результате деления нейтроны могут быть быстрыми (т.е. иметь большую скорость) и медленными (тепловыми). Вероятность захвата медленного нейтрона ядром и его последующего расщепления больше, чем быстрого нейтрона. Поэтому ТВЭЛы окружают замедлителем (обычно это вода, графитовая кладка и другие материалы). Быстрые нейтроны замедляются, и поэтому рассматриваемые ниже энергетические реакторы относятся к реакторам на медленных (тепловых) нейтронах.

Для уменьшения утечки нейтронов из реактора его снабжают отражателем. Обычно он делается из таких же материалов, что и замедлитель.

Изменяют мощность реактора с помощью стержней системы регулирования и защиты (СУЗ), выполненных из материалов, хорошо поглощающих нейтроны. При опускании стержней (рис.) поглощение нейтронов увеличивается, общее число нейтронов уменьшается, и мощность реактора также уменьшается вплоть до полной остановки.

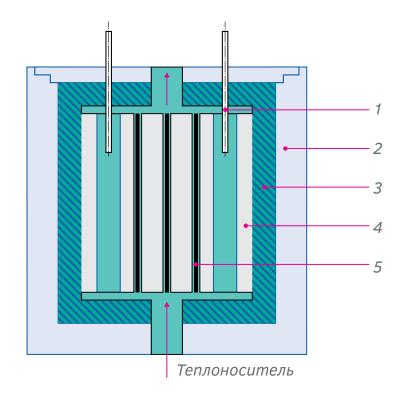


Рис. – Схема ядерного реактора на тепловых нейтронах:

1 – регулирующий стержень; 2 – биологическая защита; 3 – отражатель; 4 – замедлитель; 5 – ТВЭЛ

Реактор окружается биологической защитой – кладкой из тяжелого бетона, предохраняющей персонал от воздействия нейтронного и ионизирующего излучения.

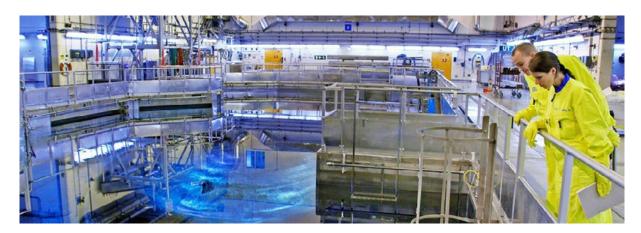
Количество стационарно существующих нейтронов определяет число образующихся осколков деления ядер, которые разлетаются в разные стороны с огромной скоростью. Торможение осколков приводит к разогреву топлива и стенок ТВЭЛов. Для снятия этого тепла в реактор (рис.) подается теплоноситель, нагрев которого и является целью работы ядерного реактора.

В результате выгружаемое из реактора топливо (отработанное ядерное топливо) становится высокоактивным.

Поэтому, после постепенного расщепления 235U и снижения его концентрации, когда мощность реактора существенно уменьшается, ТВС извлекают из реактора. В отличие от ТЭС, где топливо сжигается полностью (по крайней мере к этому стремятся), на АЭС добиться 100 %-ного расщепления ядерного горючего невозможно.

Здесь же подчеркнем, что на АЭС не используется воздух для окисления топлива, отсутствуют какие-либо выбросы золы, оксидов серы, азота, углерода и др., характерные для ТЭС. Мало того, даже радиоактивный фон вблизи АЭС меньше, чем вблизи ТЭС (этот фон создается элементами, содержащимися в золе угля). Результатом деления ядер расщепляющихся элементов в ядерном реакторе является выделение огромного количества теплоты, которое используется для получения пара.

Непосредственно после выгрузки из реактора, ТВС продолжает выделять сотни киловатт тепла в результате радиоактивного распада продуктов деления, содержащихся в топливе. В силу этих причин, отработанное ядерное топливо хранится в бассейнах выдержки реактора в течение нескольких лет, чтобы уровень радиоактивности снизился за счет естественного распада. Двухметровый слой воды над тепловыделяющими сборками в бассейне выдержки обеспечивает достаточную защиту от излучения; кроме того, вода в бассейне выдержки является хорошей теплоотводящей средой.



В дополнение к отработавшему топливу, в ходе нормальной эксплуатации реактора, образуются некоторые объемы жидких и твердых отходов, уровень радиоактивности которых значительно ниже.

#### Транспортировка и промежуточное хранение отработавшего топлива

После нескольких летхранения в бассейне выдержки большинство высокоактивных продуктов деления распадается, а также заметно снижается мощность тепловыделения отработавшего топлива. Несмотря на то, что ТВС по-прежнему являются высокоактивными и выделяют значительное количество тепла, теперь гораздо легче осуществить безопасную транспортировку отработавшего топлива. Для этого отработавшее топливо загружают в специальные хорошо защищенные

транспортные упаковочные контейнеры (ТУК), в которых оно доставляется в промежуточное хранилище или на завод по переработке отработавшего топлива. Эти ТУКи, обеспечивающие охлаждение ТВЭЛов и защиту персонала и населения от излучения, проектируются таким образом, чтобы выдерживать крушение транспортных средств и пожары, обеспечивая защиту даже при крупных авариях.





Период промежуточного хранения – это временной интервал после минимального периода выдержки и охлаждения отработавшего топлива, выгруженного из реактора, до его переработки или инкапсулирования перед захоронением. Промежуточное хранение может осуществляться на АЭС в бассейнах выдержки или в контейнерах в специальном хранилище отработанного ядерного топлива (ХОЯТ). В качестве альтернативного варианта оно может храниться в отдельно стоящем промежуточном хранилище или в бассейнах выдержки завода по переработке отработавшего топлива.





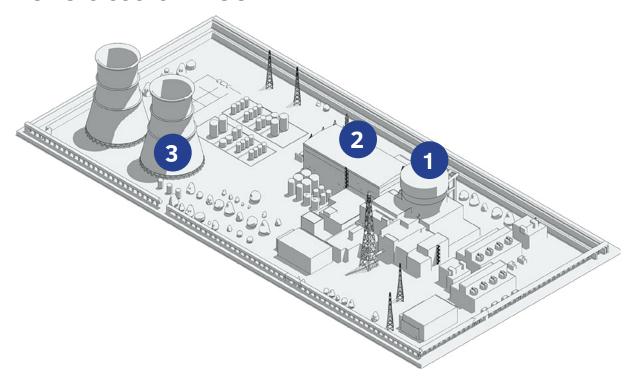
#### Переработка

Переработка включает в себя растворение отработавшего топлива для отделения плутония и урана, которые можно будет вновь использовать, от отходов, содержащих продукты деления и актиниды. Перед повторным использованием выделенный уран можно снова обогатить, а плутоний - использовать в составе МОКС-топлива. Таким образом, в реакторах на тепловых нейтронах можно вновь использовать около 30% потенциальной энергии исходного топлива, и еще больше - в быстрых реакторах-размножителях.

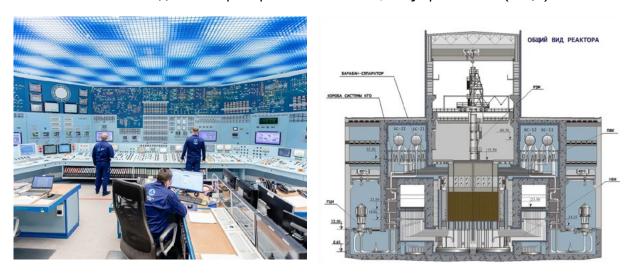
Операции на заводе по переработке осуществляются дистанционно, обеспечивая необходимую защиту персонала от воздействия радиации. ТВС разрезают и помещают в азотную кислоту. Это позволяет растворить в кислоте топливо и отделить его от нерастворимых кусочков оболочки из циркониевого сплава или нержавеющей стали.

Затем раствор, содержащий уран, плутоний, другие актиниды и продукты деления, проходит через целый ряд этапов химической обработки, цель которой заключается в получении растворов нитрата плутония и уранилнитрата высокой химической чистоты. Продукты, образующие отходы (прочие актиниды, продукты деления и нежелательные примеси), хранятся в виде высокоактивных растворов в баках из нержавеющей стали с двойными стенками, охлаждаемых водой и отличающихся высокой прочностью, затем эти отходы будут подвергнуты дальнейшему кондиционированию. Разделенные растворы нитрата плутония и уранилнитрата проходят дальнейшую обработку. Уран может быть превращен в диоксид для хранения или изготовления нового топлива путем его смешивания с делящимся материалом или превращен в гексафторид урана, который будет возвращен на завод по обогащению. Нитрат плутония превращается в диоксид плутония для хранения или использования в смешанном оксидном топливе для реакторов на тепловых или быстрых нейтронах. Описанный «круговорот» наглядно можно увидеть на схеме открытого топливного цикла.

## Из чего состоит АЭС?



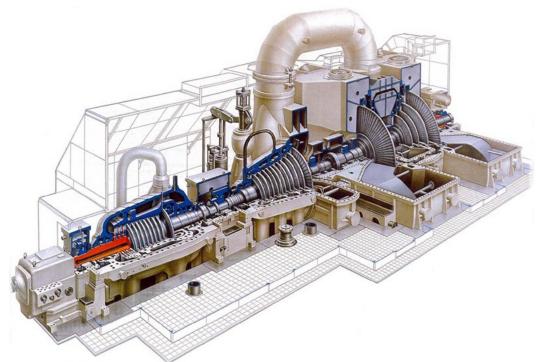
Атомная станция представляет собой комплекс зданий, в которых размещено технологическое оборудование. Основным является главный корпус, где находится реакторный зал. В нём размещается сам реактор, бассейн выдержки ядерного топлива, перегрузочная машина (для осуществления перегрузок топлива), за всем этим наблюдают операторы с блочного щита управления (БЩУ).



Основным элементом реактора является активная зона. Она размещена в бетонной шахте. Обязательными компонентами любого реактора являются система управления и защиты, позволяющая осуществлять выбранный режим протекания управляемой цепной реакции деления, а также система аварийной защиты – для быстрого прекращения реакции при возникновении аварийной ситуации. Все это смонтировано в главном корпусе (1).

Есть также второе здание, где размещается турбинный зал (2) с парогенератором (либо барабан сепараторы для ЯР РБМК), турбогенератором (турбина + генератор). Далее по технологической цепочке следуют конденсаторы.



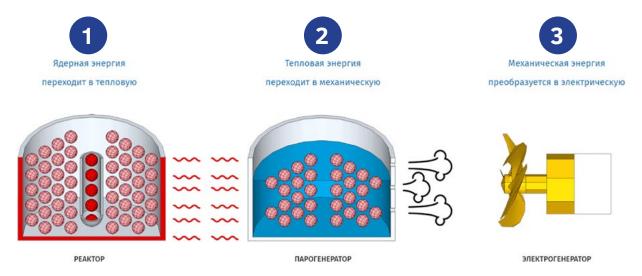


На территории также находятся - открытые распределительные устройства (ОРУ), высоковольтные линии электропередач, уходящие за пределы площадки станции, корпус для перегрузки и хранения в специальных бассейнах отработавшего ядерного топлива. Кроме того, станции комплектуются элементами оборотной системы охлаждения (3) – градирнями (бетонная башня, сужающаяся кверху), прудом-охладителем (естественный водоем, либо искусственно созданный) и брызгальными бассейнами.

# Классификация РУ

Ядерная реакторная установка АЭС – это аналог парового котла в ПТУ ТЭС. Сама ПТУ АЭС принципиально не отличается от ПТУ ТЭС: она также содержит паровую турбину, конденсатор, систему регенерации, питательный насос, конденсатоочистку. Так же, как и ТЭС, АЭС потребляет громадное количество воды для охлаждения конденсаторов.

На АЭС происходит три взаимных преобразования форм энергии:



Отметим несколько важных особенностей АЭС:

- наличие мощного ионизирующего излучения, воздействующего на конструкционные материалы и среду, омывающую теплоотдающую поверхность;
- возможность выброса радиоактивности, что обусловливает повышенные требования к надежности;
- большие удельные тепловые потоки с теплопередающей поверхности, достигающие

1-2 МВт/м² (в котлах традиционной энергетики не более 0,5 МВт/м²). Возможна следующая классификация РУ:

по энергии нейтронов – реакторы на быстрых, тепловых и промежуточных нейтронах. Последние не получили широкого распространения. Реакторы на тепловых нейтронах - основной тип на данном этапе развития реакторостроения. Однако будущее атомной энергетики принадлежит быстрым реакторам;

по виду замедлителя — реакторы с графитовым (C), легководным ( $H_2O$ ), тяжеловодным (D2O), бериллиевым (Be, BeO), органическим (дифенил, трифенил и др.) замедлителями. Наиболее распространены легководные (BBЭP, PWR, BWR), тяжеловодные (CANDU) и графитовые (PБМК, Magnox) реакторы;

виду теплоносителя реакторы охлаждением (BB<sub>3</sub>P, no С легкой РБМК, BWR, PWR), (CANDU) тяжелой водой, диоксидом углерода (БН). (Magnox), жидким натрием Реакторы некоторых советских атомных подводных лодок охлаждались расплавом эвтектики Pb-Bi;

по типу конструкции – корпусные, канальные и бассейновые реакторы. В корпусных реакторах внутри корпуса течет общий поток теплоносителя, а в канальных теплоноситель течет раздельно по каждому каналу с тепловыделяющей сборкой. Корпус бассейнового реактора представляет собой большой бак без герметичной крышки, заполненный водой. В нижней части бака находится активная зона, через которую прокачивается либо вода бассейна, либо теплоноситель, циркулирующий по специальному контуру. Корпусные реакторы ограничены размером корпуса (по диаметру), а канальные имеют разгруженный корпус и могут перегружаться «на ходу», но их монтаж, как и эксплуатация, сложнее. Бассейновая конструкция чаще используется для исследовательских реакторов. Энергетические реакторы в основном имеют корпусное (ВВЭР, PWR, BWR) или канальное (РБМК, CANDU) исполнение;

по структуре активной зоны — гетерогенные и гомогенные реакторы. В гетерогенных реакторах топливо, замедлитель и теплоноситель пространственно разделены. ТВС и ТВЭЛы расположены в них обычно в виде правильной решетки. В гомогенных реакторах циркулирует однородная смесь топлива, замедлителя и теплоносителя в виде раствора, тонкой взвеси или расплава. Гомогенные реакторы пока не вышли из стадии исследований и создания единичных опытных установок.

Существует несколько классификаций реакторов по характеристикам топлива: по обогащению 235U (на природном и обогащенном уране); по агрегатному состоянию топлива (на металлическом природном уране, легированном уране, керамическом топливе, расплавах); по воспроизводящему материалу (с уран-плутониевым или ториевым циклом). Наиболее распространены реакторы с твердым керамическим топливом и уран-плутониевым циклом.

По назначению реакторы делятся на энергетические, исследовательские, промышленные. Наиболее распространены энергетические реакторы (на АЭС, АСТ, АТЭЦ), а также судовые установки. Исследовательские реакторы используются для фундаментальных и прикладных исследований, технологических и медицинских целей, производства изотопов. Промышленные реакторы первоначально применялись для чисто военных целей, а именно для наработки оружейного плутония. Затем они стали многоцелевыми, т.е. при их эксплуатации начали получать теплоту для отопления жилых домов, производить изотопы, используемые в технических устройствах для народного хозяйства.

Принципиально возможно создание десятков типов реакторов в зависимости от теплоносителя, замедлителя, назначения и др. Однако практически целесообразных конструкций не так много.

Наиболее распространены водо-водяные реакторы на тепловых нейтронах корпусного типа под давлением (PWR, BBЭР) и кипящие (BWR, BK). Водографитовые реакторы могут быть только канального типа (PБМК), так как контакт воды с графитовой кладкой недопустим. Газографитовые реакторы – реакторы корпусного типа. Тяжеловодные реакторы могут быть канального и корпусного типа. Реакторы на быстрых нейтронах, охлаждаемые жидким натрием, выполняются корпусными и имеют три контура (два натриевых и один пароводяной).

В России наибольшее распространение получили двухконтурные АЭС с реакторами типа ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор), мощность 1000 и 1200 МВт электрических.

## Какие бывают АЭС?

В зависимости от типа реактора на АЭС могут быть 1, 2 или 3 контура работы теплоносителя.

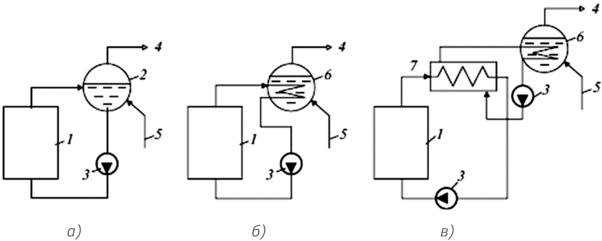


Рис. 63. Принципиальные тепловые схемы паропроизводительной установки для одноконтурной (а), двухконтурной (б) и трехконтурной (в) АЭС:

- 1 реактор; 2 барабан-сепаратор; 3 циркуляционный насос;
- 4 пар на турбину; 5 питательная вода; 6 парогенератор;
- 7 промежуточный теплообменник

#### АЭС С 1-КОНТУРНЫМИ РЕАКТОРАМИ

Схема называется одноконтурной потому, что и через реактор, и через паротурбинную установку циркулирует одно и то же рабочее тело. Одноконтурная схема применяется на атомных станциях с реакторами типа РБМК-1000 и 1500 МВт электрических. Такие реакторы строили только в бывшем Советском Союзе. Он представляет собой графитовую кладку из блоков сечением 250 х 250 мм. В центре каждого блока выполнено вертикальное отверстие (технологический канал), в каждый из которых вставляется циркониевая труба, в неё помещается ТВС, своего рода парогенерирующее устройство, как бы небольшой кипящий реактор малого диаметра. Замедлителем в таком реакторе служит графит, а теплоносителем – вода.

Питательная вода с помощью ГЦН с параметрами 80 атм. и 265°C из раздаточного коллектора подводится к указанным многочисленным параллельным технологическим каналам, размещенным в активной зоне ядерного реактора ЯР (в РБМК-1000 их 1693). На выходе из каналов пароводяная смесь с паросодержанием 14-17% собирается в коллекторе и подается в барабан-сепаратор (у РБМК-1000 их четыре). Барабан-сепаратор служит для разделения пара и воды. Образующийся пар с параметрами 6,4 МПа (65 атм.) и 280°C направляется прямо в паровую турбину (реактор РБМК-1000 в номинальном режиме питает две одинаковые паровые турбины мощностью по 500 МВт каждая).

Пар, получаемый в реакторе и сепараторе, является радиоактивным вследствие наличия растворенных в нем радиоактивных газов, причем именно паропроводы свежего пара обладают наибольшим радиоактивным излучением. Поэтому их прокладывают в специальных бетонных коридорах, служащих биологической защитой. По этой же причине пар к турбине подводится снизу, под отметкой ее обслуживания (пола машинного зала).

Пар, расширившийся в ЦВД, направляется в СПП, а из них – в ЦНД и в конденсаторы. Конденсатно-питательный тракт такой же, как у обычной ТЭС. Однако многие его элементы требуют биологической защиты от радиоактивности. Это относится к конденсатоочистке и водяным емкостям конденсатора, где могут накапливаться радиоактивные продукты коррозии, подогревателям регенеративной системы, питаемым радиоактивным паром из турбины, сборникам сепарата СПП. Одним словом, и устройство, и эксплуатация одноконтурных АЭС, особенно в части машинного зала, существенно сложнее, чем двухконтурных.

Конденсат, пройдя систему регенеративного подогрева воды, приобретает температуру  $165^{\circ}$ C, смешивается с водой, идущей из барабана-сепаратора ( $280^{\circ}$ C), и поступает к ГЦН, обеспечивающим питание ядерного реактора.

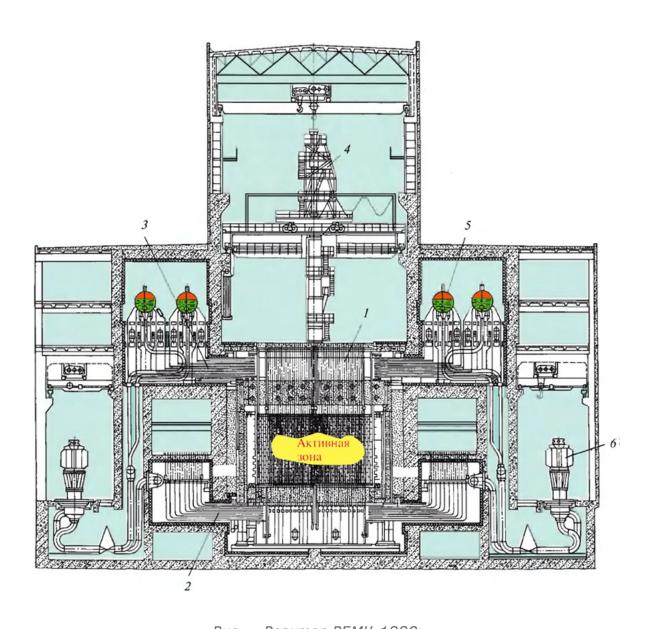


Рис. – Реактор РБМК-1000:

1 – собственно реактор; 2 – водяные коммуникации; 3 – пароводяные коммуникации; 4 – перегрузочная машина; 5 – барабан-сепаратор; 6 – ГЦН

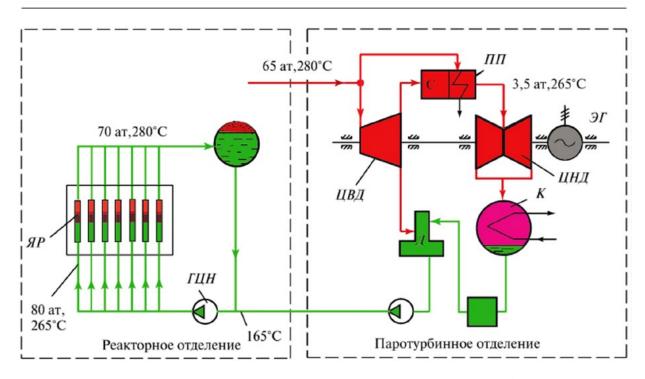


Рис. — Схема одноконтурной АЭС с канальным реактором РБМК (приведенные значения относятся к РБМК-1000)

#### АЭС С 2-КОНТУРНЫМИ РЕАКТОРАМИ

Двухконтурную схему применяют на атомных станциях с в водо-водяными реакторами типа ВВЭР.

Первый контур расположен в реакторном отделении. Он включает в себя реактор типа ВВЭР, через который с помощью ГЦН прокачивается вода под давлением 15,7 МПа (-160 атм.). На входе в реактор вода имеет температуру 289°С, на выходе – 322°С. При давлении 160 атм. вода может закипеть только при температуре 346°С, и, таким образом, в первом контуре двухконтурной АЭС всегда циркулирует только вода без образования пара.

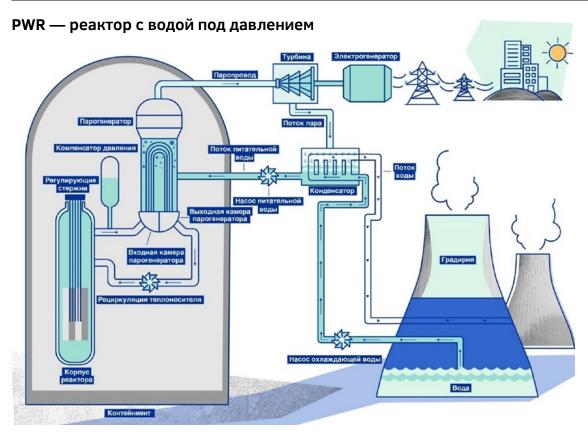


Рис. – Процесс производства электроэнергии на АЭС с реактором ВВЭР

Из ядерного реактора вода с температурой  $322^{\circ}$ С направляется в парогенератор. Парогенератор – это горизонтальный цилиндрический сосуд (барабан), частично заполненный питательной водой второго контура; над водой имеется паровое пространство. В воду погружены многочисленные трубы парогенератора ПГ, в которые поступает вода из ядерного реактора. Можно сказать, что парогенератор – это кипятильник, выпаривающий воду при повышенном давлении. С помощью питательного насоса ПН и соответствующего выбора турбины в парогенераторе создается давление, существенно меньшее, чем в первом контуре. Поэтому уже при нагреве до  $275^{\circ}$ С, вода в парогенераторе закипает вследствие нагрева ее теплоносителем, имеющим температуру  $322^{\circ}$ С. Таким образом, в парогенераторе, являющимся связывающим звеном первого и второго контуров (но расположенном в реакторном отделении), генерируется сухой насыщенный пар с давлением  $P_{0}=60$  атм. и температурой  $t_{0}=275^{\circ}$ С (свежий пар). Если говорить строго, то этот пар – влажный, однако его влажность мала (0,5%).

Этот пар направляется в ЦВД паровой турбины. Здесь он расширяется до давления примерно 1 МПа (10 атм.). При этом давлении влажность пара достигает 10-12%, и капли влаги, движущиеся с большой скоростью, могут привести к интенсивной капельной эрозии и размывам деталей проточной части паровой турбины. Поэтому из ЦВД пар направляется в сепаратор-пароперегреватель (СПП). В сепараторе С от пара отделяется влага и он поступает в пароперегреватель ПП, где его температура повышается до 250°С. Таким образом, пар на выходе из СПП является перегретым, и эти параметры выбраны такими, чтобы получить допустимую влажность в конце турбины, где угроза эрозии еще большая, чем за ЦВД. Пар с указанными параметрами направляется в ЦНД. Расширившись в ЦНД, пар поступает в конденсатор К, а из него в конденсатно-питательный тракт. Важно отметить, что во втором контуре циркулирует нерадиоактивная среда, что существенно упрощает эксплуатацию и повышает безопасность АЭС.

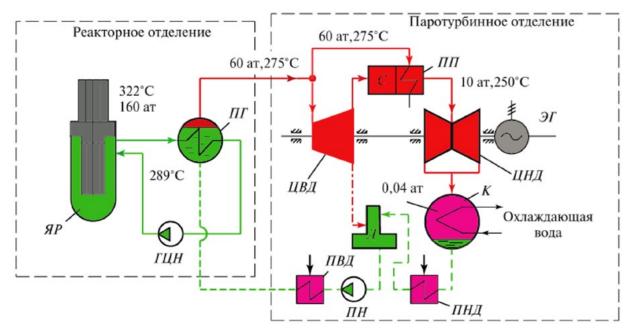


Рис. – Схема двухконтурной АЭС с водо-водяным реактором типа ВВЭР (приведенные значения относятся к ВВЭР-1000)

В активную зону реактора подается под давлением вода, которая нагревается. Энергия теплоносителя используется в парогенераторе для образования насыщенного пара. Второй контур нерадиоактивен. Блок состоит из одной конденсационной турбины мощностью 1000 МВт или 1200 МВт или двух турбин мощностью по 500 МВт с соответствующими генераторами.

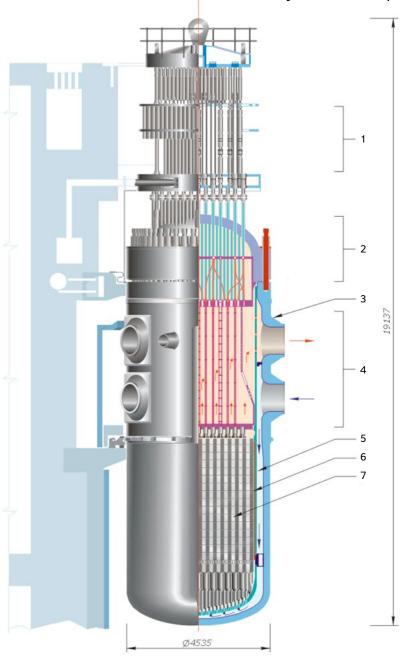


Рис. – Устройство реактора ВВЭР-1000:

- 1. привод СУЗ
- 2. крышка реактора
- 3. корпус реактора
- 4. блок защитных труб (БЗТ)
- 5. waxma
- 6. выгородка активной зоны
- 7. топливные сборки (ТВС), регулирующие стержни;

### АЭС С 3-КОНТУРНЫМИ РЕАКТОРАМИ

Трехконтурную схему применяют на АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем типа БН. Чтобы исключить контакт радиоактивного натрия с водой, сооружают второй контур с нерадиоактивным натрием. Таким образом схема получается трехконтурной.

На рисунке ниже показана тепловая схема энергоблока трехконтурной АЭС (в качестве примера представлен блок БН-600): в первом и втором контурах теплоносителем является натрий, в третьем – вода и пар. Отвод тепла от активной зоны осуществляется тремя независимыми петлями циркуляции, каждая из которых состоит из главного циркуляционного насоса 1-го контура, двух промежуточных теплообменников, главного циркуляционного насоса 2-го контура с буферной емкостью на всосе и с баком аварийного сброса давления, парогенератора, конденсационной турбины со стандартной тепловой схемой и генератора.

Использование натриевого теплоносителя обусловило применение ряда таких специальных систем, как: электрообогрев оборудования и трубопроводов, электромагнитных насосов, фильтр-ловушек очистки натрия, диагностики протечек воды в натрий, локализации продуктов взаимодействия натрия с водой при межконтурных неплотностях парогенератора, пожаротушения натрия, отмывки оборудования и ТВС от натрия, инертного защитного газа аргона.

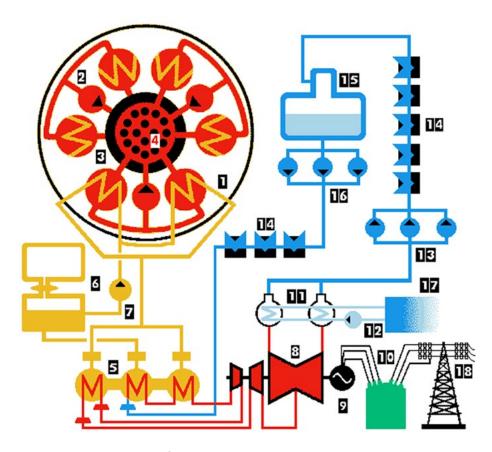


Рис. – Тепловая схема энергоблока с реактором БН-600:

<sup>1 —</sup> Реактор; 2 — Главный циркуляционный насос 1 контура; 3 — Промежуточный теплообменник; 4 — Тепловыделяющие сборки; 5 — Парогенератор;

<sup>6 –</sup> Буферная и сборная емкости; 7 – Главный циркуляционный насос 2 контура;

<sup>8 –</sup> Турбоустановка; 9 – Генератор; 10 – Трансформатор; 11 – Конденсаторы;

<sup>12-</sup>Циркуляционные насосы; 13 – Конденсатные насосы; 14 – Подогреватели;

<sup>15 –</sup> Деаэратор; 16 – Питательные насосы; 17 – Пруд-охладитель;

<sup>18 –</sup> Отпуск электроэнергии потребителю.

Компоновку оборудования рассмотрим на примере РУ БН-600.

РУ (рис.) выполнена с «интегральной» компоновкой оборудования, при которой активная зона и оборудование первого контура (главные циркуляционные насосы и промежуточные теплообменники) размещены в корпусе реактора.

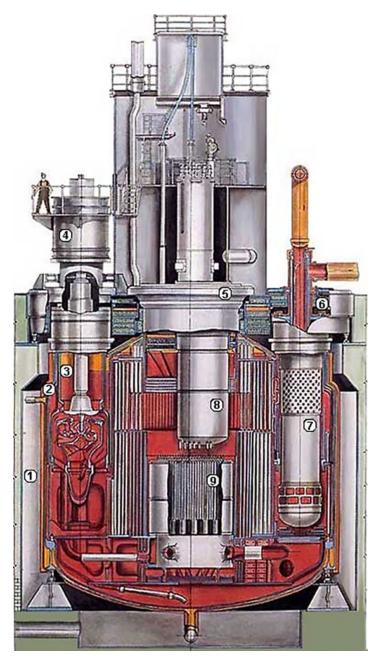


Рис. – Конструкция реактора БН-600:

1 – Шахта; 2 – Корпус; 3 – Главный циркуляционный насос 1 контура; 4 – Электродвигатель насоса; 5 – Большая поворотная пробка; 6 – Радиационная защита; 7 – Теплообменник «натрий-натрий»; 8 – Центральная поворотная колонна с механизмами СУЗ; 9 – Активная зона Корпус реактора представляет собой бак цилиндрической формы с эллиптическим днищем и конической верхней крышкой, выполненной с одиннадцатью горловинами – для поворотной пробки, насосов первого контура, промежуточных теплообменников, элеваторов системы перегрузки тепловыделяющих сборок (ТВС). Цилиндрическая часть корпуса соединена с днищем путем сварки через переходное опорное кольцо, на котором установлен опорный пояс, являющийся основой несущей конструкции внутри корпуса реактора; он образует системой радиальных ребер три сливные камеры для натрия, выходящего из теплообменников.

На опорном поясе смонтировано все внутрикорпусное оборудование: напорная камера с ТВС активной зоны, зоны воспроизводства и внутреннего хранилища ТВС, первичная радиационная защита, промежуточные теплообменники, главные циркуляционные насосы первого контура. Нагрузка от массы реактора через опорное кольцо передается на катковые опоры, которые опираются на фундаментную плиту.

В центре верхней части реактора смонтировано поворотное устройство, состоящее из большой и малой поворотной пробок, эксцентрических друг относительно друга; на малой поворотной пробке смонтирована колонна СУЗ, в которой расположены исполнительные механизмы систем: управления и защиты, перегрузки ТВС, внутриреакторного контроля.

Реактор размещен в бетонной шахте диаметром 15 м. Конструкционный материал реактора - нержавеющая сталь марки X18H9 В центре верхней части реактора смонтировано поворотное устройство, состоящее из большой и малой поворотных пробок, эксцентричных друг относительно друга, на малой поворотной пробке смонтирована колонна СУЗ, несущая исполнительные механизмы систем управления и защиты, перегрузки ТВС, контроля активной зоны.

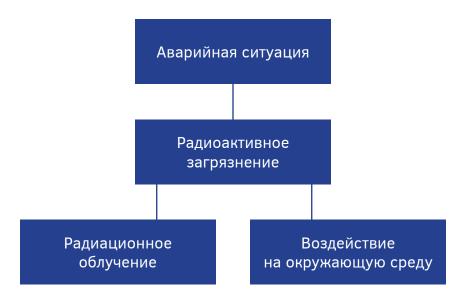
Для компенсации температурных удлинений насосов первого контура и промежуточных теплообменников относительно корпуса реактора использованы компенсаторы приваренные к горловине корпуса реактора. Корпус реактора заключен в страховочный кожух, исключающий возможность вытекания натрия из реактора даже при разрывах его корпуса.

Активная зона и зона воспроизводства собираются из шестигранных ТВС кассетного типа. Тепловыделяющая сборка состоит из твэлов, кожуха, головки для захвата ТВС при перегрузках и хвостовика, с помощью которого ТВС устанавливается в гнездо напорного коллектора и поддерживается вертикально. В хвостовике ТВС и в напорном коллекторе выполнены дроссельные устройства, обеспечивающие требуемое распределение расхода теплоносителя через ТВС, в соответствии с тепловыделением в них. ТВЭЛы соединены между собой элементами крепления и ограждены чехлом, связывающим в единое целое все части ТВС. ТВЭЛы заполнены по длине активной зоны втулками из обогащенной окиси урана (или смеси окиси урана) и окиси плутония, а выше и ниже активной зоны расположены торцевые экраны из брикетов окиси «отвального» урана. ТВЭЛы зоны воспроизводства заполнены брикетами из «отвального» урана. Газовые полости над уровнем натрия в реакторе заполнены аргоном.

# Особенности оценки рисков ОИАЭ

Большая часть рисков, характерных для ОИАЭ (АЭС, предприятий ЯТЦ, НИИ), являются типовыми для объектов других отраслей промышленности. Исключение составляют специфические риски, характерные для всех объектов использования атомной энергии – ядерные и радиационные риски, в результате наступления которых может быть причинен ядерный ущерб. Под ядерным ущербом понимается смерть, любое телесное повреждение или любая потеря имущества, или любой ущерб имуществу, которые возникают или являются результатом радиоактивных свойств или комбинации радиоактивных свойств с токсическими, взрывными или другими опасными свойствами радиоактивных материалов (в том числе ядерного топлива, или радиоактивных продуктов или отходов на ядерной установке, или ядерного материала, поступающего с ядерной установки, произведенного в ней или направленного на ядерную установку). Все внутренние и внешние риски ОИАЭ рассматриваются, как возможные инициаторы причинения ядерного ущерба, либо как сопутствующие факторы.

Оценка ядерных и радиационных рисков осуществляется с учетом возможных аварийных ситуаций и радиоактивного загрязнения, с последующим радиационным облучением и воздействием на окружающую среду.



#### АВАРИЙНАЯ СИТУАЦИЯ

Потенциальные механизмы, приводящие к аварийным ситуациям на ОИАЭ, могут быть классифицированы как:

- внутренние события ядерного, физико-химического, механического характера, нарушения в работе контрольно-измерительной аппаратуры и системе управления, ошибка оператора, сбой в электроснабжении,
- внешние события, такие как наводнения, землетрясения, падение самолета.

### Внутренние события

Ядерная авария – это возникновение неконтролируемой цепной ядерной реакции в системе или на установке, содержащей делящиеся материалы. Частным случаем ядерной аварии является СЦР (самопроизвольная цепная реакция).

Ядерные аварии могут возникнуть в реакторах или при обращении с делящимися материалами, когда их соберётся достаточное количество с учетом окружающей их обстановки. Профилактика ядерных аварий объединяется понятием ядерная безопасность.

Ядерные аварии сопровождаются выделением энергии, которое может быть довольно значительным, с образованием и возможным распространением испусканием интенсивных потоков различных продуктов деления спектров излучений. Наиболее важным следствием таких аварий являются повреждение уничтожение имущества выделившейся физическое энергией, а при отсутствии защиты высокая доза прямого облучения (обычно смертельная), которая может быть получена техническим персоналом.

Физико-химические процессы – еще один класс внутренних событий, приводящих к аварийным ситуациям, в результате которых будет причинен ядерный ущерб. Многие этапы топливного цикла включают процессы, связанные с выделением или поглощением энергии, например аппараты испытывают высокую тепловую нагрузку, связанную с разогревом за счет распада продуктов деления, и требуют мер охлаждения; при радиолизе воды образуются водород и кислород. В случае потери контроля, такие процессы могут заканчиваться пожаром и/или взрывом.

### Пожар

Пожар является критическим механизмом распространения радиоактивных материалов. Кроме этого, в результате пожара возможно повреждение и уничтожение оборудования и систем, потеря которых может послужить инициатором ядерной аварии и других опасных физико-химических процессов. В связи с этим на предприятиях ЯТЦ всегда должны особое внимание уделяется мерам по его предотвращению, обнаружению, локализации и тушению, каквотношении основного оборудования, таки различных вспомогательных систем предприятия. При выборе средств борьбы с огнем или систем противопожарной защиты следует принимать во внимания возможные неблагоприятные последствия, к которым может привести их применение: повышение давления и вероятности выброса радиоактивных материалов, образованию токсичных соединений, а появление замедлителя (воды) в делящихся материалах может привести к возникновению СЦР и последующим трудностям.

### Взрыв

На некоторых ОИАЭ существует вероятность создания взрывоопасной атмосферы. Эти процессы связанны с образованием водорода при пароциркониевой реакции и радиолизе воды, с химическими реакциями или реакциями коррозии в присутствии тонко размолотого окисляющегося порошка или пирофорных материалов, с химическими реакциями с участием азотной кислоты, тяжелых металлов и органики, а также других процессов. Взрыв может привести к физическому повреждению, например нарушению герметичной оболочки, где располагается основное оборудование реакторной установки (англ. - контейнмент), и/или к выбросу радиоактивного материала и продуктов деления.

### Отказ оборудования

Существует возможность отказа как оборудования, так и установки в целом, приводящего к нарушению важных функций безопасности, например, герметичной оболочки или охлаждения, а также к опасным химическим реакциям. Отказы случаются по причине поломок

Для защиты от неблагоприятных последствий, обусловленных такими отказами, в проекте предусматриваются различные меры, например, дублирование систем, установка дополнительного контрольного оборудования и строгое обеспечение качества.

Отказы могут быть постепенными, вследствие коррозии или эрозии, или внезапными, например, падение тяжелых предметов на предохранительный клапан, столкновение крана с трубопроводом или повреждение окна камеры при работе с манипулятором, пожара в помещении. Постепенные отказы должны быть обнаружены и предупреждены прежде, чем возникнут серьезные последствия, тогда как внезапные отказы требуют немедленного реагирования операторов и срабатывания защитных систем.

Автоматизированные системы управления технологическими процессами внедрены в установках ядерного топливного цикла и часто используются для снижения ошибок оператора. Но в таких системах также существует возможность сбоя. Некоторые сбои обусловлены отказами механических систем, в то время как другие сбои могут быть связаны с нарушениями в работе программного обеспечения и самих систем.

Нарушения в работе механических систем могут быть вызваны поломками, связанными с отказами датчиков, кабелей, соединительных элементов или приводов. Работа таких систем проверяется на постоянной основе в соответствии с графиком обслуживания и ремонтных работ, а техобслуживание обычно предотвращает отказ элементов. Сбои, вызванные основным программным обеспечением, обычно можно предотвратить путем проведения испытаний и тестирования правильности работы программ. Важная часть автоматизированной системы управления состоит в дублировании систем, что повышает их надежность и минимизирует, таким образом, время простоя или нарушение в управлении при

эксплуатации, вызванные единичным отказом в компьютерной системе. Кроме того, безотказность механических систем и связанных с ними систем управления, заложена уже в проекте (то есть, отказ должен приводить к безопасному состоянию объекта).

### Сбой в электроснабжении

Для того, чтобы обеспечить выполнение системами безопасности возложенных на них функций безопасности, система энергоснабжения предприятия должна быть спроектирована таким образом, чтобы снабжение необходимой энергией осуществлялось за счет как внешних (вне площадки), так и местных источников электроснабжения в случае аварийной ситуации. Принимаются специальные меры по обеспечению достаточного количества рабочих и резервных источников электроснабжения (аккумуляторные батареи, ДГУ — дизель-генераторные установки).

### Внешние события

При оценке безопасности ОИАЭ должна быть рассмотрена роль внешних событий как возможных причин аварий. Внешние события могут быть естественного происхождения, например наводнения, землетрясения, лесные пожары, торнадо или техногенного происхождения, например падение самолета, попадание снаряда, объемный взрыв облака паров ЛВЖ на соседних объектах или транспортных магистралях. Выбор площадки и проект объекта играют важную роль в уменьшении таких рисков, могут также потребоваться такие меры, как контроль за деятельностью вне пределов площадки, например, за транзитным движением через площадку. Хотя вероятность падения самолета на относительно небольшую площадь, которую представляет собой площадка ОИАЭ, очень низка, необходимо обеспечить защиту от такого события с учетом характеристик площадки и технологических процессов, использующихся на установке.

Выбор проектных решений, направленных на минимизацию опасности, обусловленной возможными внешними воздействиями, основываются в большой степени на статистических и исторических данных.

### РАДИОАКТИВНОЕ ЗАГРЯЗНЕНИЕ

В результате аварийной ситуации происходит выброс радиоактивных веществ. В зависимости от аварийной ситуации возможен выход радиоактивности за пределы контейнмента герметичной оболочки. В этом случае прогнозируется ущерба третьим лицам

При оценке радиоактивного загрязнения принимаются во внимание следующие факторы:

- условия выброса и окружающей среды (высота выброса, характеристики прилегающей территории, время суток, погода, скорость и направление ветра, и другие условия);
- агрегатное состояние материала (твердое вещество, порошок, раствор, газ);
- химические свойства материала (стабильность, химическая активность, летучесть);
- радионуклидный состав материала;
- удельная активность материала и период полураспада радиоизотопов, которые в нем содержатся, а также характер и энергия его излучения;
- влияние материала при воздействии на человека и имущество.

Определение радионуклидного состава радиоактивных материалов, находящихся на объекте - необходимый первый шаг при проведении оценки рисков.

Предотвращение распространения радиоактивных материалов обеспечивается за счет глубокоэшелонированной защиты - использования физических барьеров, контроля газовых потоков и использования систем очистки.

Неконтролируемое распространение радиоактивных веществ в окружающую среду при аварии может произойти только в случае нарушения целостности последовательных барьеров, которые отделяют эти вещества от окружающей среды.

Барьерами могут являться:

- непосредственно технологическое оборудование;
- окружающая камера или перчаточный бокс;
- помещение или здание, в котором расположена установка.

Выброс, минуя системы очистки может привести к значительному загрязнению территории, эвакуации и отселению людей, ограничению использования территорий.

# Серьезные аварии в ЯТЦ

Как и в других областях промышленной деятельности, несмотря на все предпринятые меры безопасности технического и технологического характера, в ядерном топливном цикле все же имели место инциденты и аварии. Наиболее известными являются инциденты и аварии на АЭС. Случаются серьезных аварий и на других объектах ЯТЦ. Информация о них используется в первую очередь в интересах повышения уровня безопасности установок. Эти знания также будут полезны для оценки страховых рисков на ОИАЭ.

Следует признать, что аварийные ситуации происходили, они будут случаться и в будущем, но по сравнению с другими отраслями промышленности показатели безопасности ОИАЭ впечатляюще положительны.

Описание различных типов реальных аварий приведены в Приложении  $N^{\circ}$  2 к дайджесту и поможет на конкретных примерах проиллюстрировать факторы опасности. В общем виде эти инциденты разделены на следующие категории:

- ядерные аварии (СЦР);
- утечка UF<sub>6</sub>;
- пожар и экзотермические реакции;
- утечка радиоактивного материала, загрязнение;
- нарушение энергоснабжения.

# Особенности страхования

### Страхование строительно-монтажных рисков

Договор комплексного страхования строительно-монтажных рисков (далее – СМР) при сооружении АЭС можно разделить на две части:

- первая часть это страхование СМР до момента завоза ядерного топлива на строительную площадку;
- вторая часть страхование с момента завоза ядерного топлива до момента сдачи сооруженного объекта, включая после пусковой гарантийный период.

Особенности распределения риска по этапам представлены на схеме ниже:



Страховое покрытие до завоза ядерного топлива на строительную площадку представляет собой классический договор страхования СМР. Как правило, в этот период страхование осуществляется на условии «от всех рисков». Требования по страхованию обычно вытекают из положений договора подряда. В основном в договорах содержатся следующие требования:

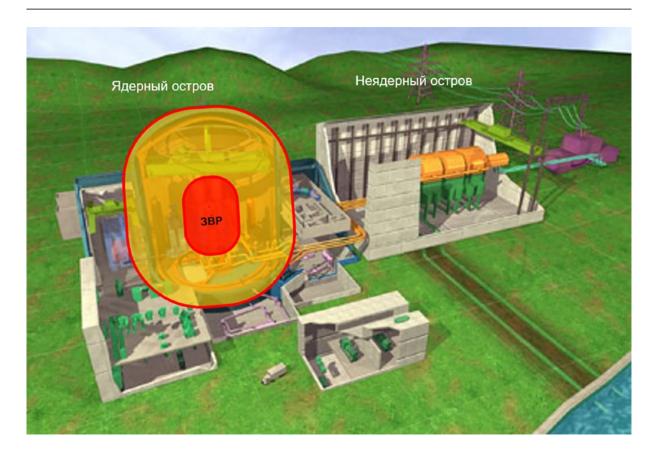
- 1. застраховать объект строительства/монтажа, включая строительно-монтажные работы, здания, сооружения, машины и запасные части к ним, материалы и имущество, предназначенное для строительства и монтажа, оборудование и элементы, используемые для производства работ и входящие в состав объекта строительства;
- 2. период страхового покрытия должен включать период гарантийных обязательств;
- 3. ответственность за причинение вреда третьим лицами при проведении строительно-монтажных работ.

Основные отличия договора страхования СМР при сооружении АЭС возникают с момента завоза ядерного топлива на строительную площадку. С этого момента на строительной площадке дополнительно появляются риски, связанные с возможностью радиоактивного загрязнения имущества. Данные риски у большинства страховщиков являются стандартными исключениями. Для покрытия этих рисков необходимо привлекать специализированные емкости. Как правило, эти емкости предоставляют ядерные страховые пулы, но иногда и «классические» страховщики/перестраховщики могут предоставлять емкость для покрытия ядерных рисков.

Принцип разделения на риски, принимаемые «ядерными» страховщиками и традиционными, отражен в оговорке NMA 1975а «Nuclear Risks Exclusion». В целях действия данной оговорки на сооружаемых АЭС выделяются следующие зоны:

- Неядерный остров
- Ядерный остров
- Зона высокой радиоактивности.

Схематично данное деление можно изобразить следующим образом:

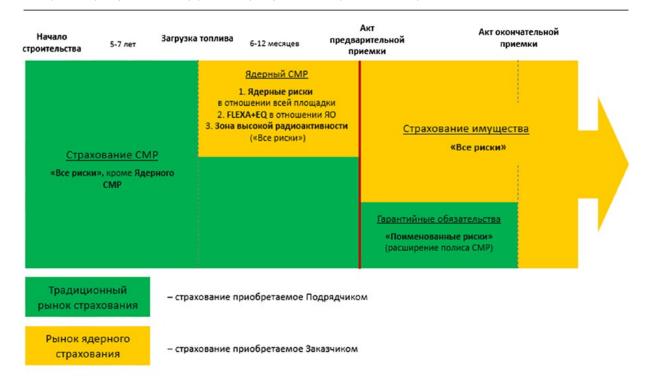


Основные исключения, которые содержит оговорка NMA1975a, это:

- 1. Исключение любых ядерных рисков в отношении всей площадки. Т.е. не покрываются риски гибели или повреждения имущества в результате радиационного воздействия.
- 2. Исключаются риски FLEXA (риски по возникновению пожара, удара молнии, взрыва, падения пилотируемых летательных аппаратов и их обломков) и EQ (риск землетрясения) в отношении ядерного острова. Как правило, под ядерным островом понимается герметичная оболочка (здание, в котором находится реактор).
- 3. Исключаются все риски в отношении зоны высокой радиоактивности. Под зоной высокой радиоактивности, обычно понимается корпус реактора, а также любые внутрикорпусные устройства.
- 4. С момента завоза ядерного топлива на площадку АЭС, из страхового покрытия исключается ядерное топливо, а также хранилище данного топлива.

Таким образом классическая «неядерная» часть, которая страхуется/ перестраховывается традиционными рынками, исключает вышеуказанные риски. Страхование исключенных оговоркой NMA1975а рисков осуществляется в специализированных ядерных страховых/перестраховочных емкостях.

Схематично принцип действия оговорки представлен на схеме ниже:



Необходимо отметить, что описание исключений, представленных выше, является наиболее типовым, однако возможны другие варианты определения ключевых зон АЭС, описанных в оговорке NMA1975а. В первую очередь это зависит от дизайна АЭС, а также позиции инженеров и андеррайтеров страховых и перестраховочных рынков в отношении конкретного проекта. Четких границ определения каждой конкретной зоны оговорка не содержит.

Кроме того, на рынке существует ряд общепризнанных оговорок, которые могут частично вернуть исключенное покрытие в объем рисков, покрываемых «классическим» страховым рынком. При этом необходимо учитывать, что включение данных оговорок носит ограниченный лимитированный характер, обусловленный собственным удержанием лидеров страховой/перестраховочной защиты. Оговорки, которые позволяют вернуть часть исключенного покрытия:

- Оговорка Munich Re 211 «Страхование ядерных топливных элементов»
- Оговорка Munich Re 212 «Возмещение затрат на дезактивацию»
- Оговорка Munich Re 213 «Страхование корпуса реактора высокого давления и его внутренних устройств»

Важно отметить, что при разработке страховой защиты и делении страхования/ перестрахования между «ядерным» и «неядерным» страховым/перестраховочном рынком необходимо обеспечивать непрерывность перехода рисков с одного рынка на другой. Одной из трудностей при организации такого перехода рисков является временной разрыв между заключением договора страхования строительно-монтажных рисков и договором страхования ядерных рисков, который может достигать 10 лет. Рынки «ядерного» страхования, как правило, готовы предоставить условия страхового/перестраховочного покрытия не ранее чем за 6-12 месяцев до момента возникновения ядерных рисков на строительной площадке и только после проведения страховой инспекции на сооружаемой АЭС.

Последние годы объем сооружения АЭС растет, на ближайшие годы планируется строительство новых АЭС не только в России, но в мире. Несмотря на это, рынок страхования/перестрахования АЭС не является массовым, каждый новый проект является уникальным и для страхового/перестраховочного рынка это всегда вызов. Типовых решений по страхованию сооружаемых АЭС в настоящее время нет. В первую очередь это связано с тем, что каждый новый проект имеет свои особенности и отличия. На объем покрытия также существенное влияние оказывает состояние рынка и его риск аппетит.

Учитывая уникальность сооружаемого объекта, а также страховую специфика риска, необходимо правильно оценивать риск - без квалифицированной инженерной оценки риска принять правильное и взвешенное решение андеррайтерам практически невозможно.

### Страхование эксплуатации

После сдачи сооружаемой АЭС заказчику и начала периода после пусковых гарантийных обязательств, риски гибели или повреждения АЭС переходят от генерального подрядчика к заказчику. С этого момента АЭС уже не является сооружаемым объектом и является действующей. В период эксплуатации привлечение емкостей «классического» страхового/перестраховочного рынка невозможно. Страхование/перестрахование имущества АЭС в период эксплуатации возможно исключительно на «ядерном» страховом рынке.

Как и «классический» страховой рынок, рынок «ядерного» страхования готов предоставлять широкий круг видов страхования для эксплуатируемых АЭС, такие как PD (страхование имущества), МВ (страхование поломок) и ВІ (перерывы в производственной деятельности). При этом необходимо учитывать, что емкость страхового рынка в отношении имущественного страхования ограничена. Если в отношении обычных промышленных предприятий величина лимита на один страховой случай в договоре страхования, как правило, устанавливается в размере величины PML (максимальный возможный убыток), то, в отношении эксплуатируемых АЭС, где PML может достигать 100% страховой суммы, лимит, как правило, определяется исходя из доступной на страховом/перестраховочном рынке емкости.

При этом необходимо учитывать, что доступная в отношении АЭС емкость будет распределяться между всеми видами страхования, в т.ч. и ответственностью за ядерный ущерб. Данный вид страхования является обязательным во многих странах и предел ответственности по договорам страхования может достигать 1,2 млрд евро.

Учитывая ограниченность емкостей «ядерного» рынка, а также высокие лимиты ответственности по договорам страхования гражданской ответственности за ядерный ущерб очень важным фактором является умение создать единую целостную программу страхования/перестрахования, которая оптимальным образом распределит доступную страховую/перестраховочную емкость.

## Заключительные положения

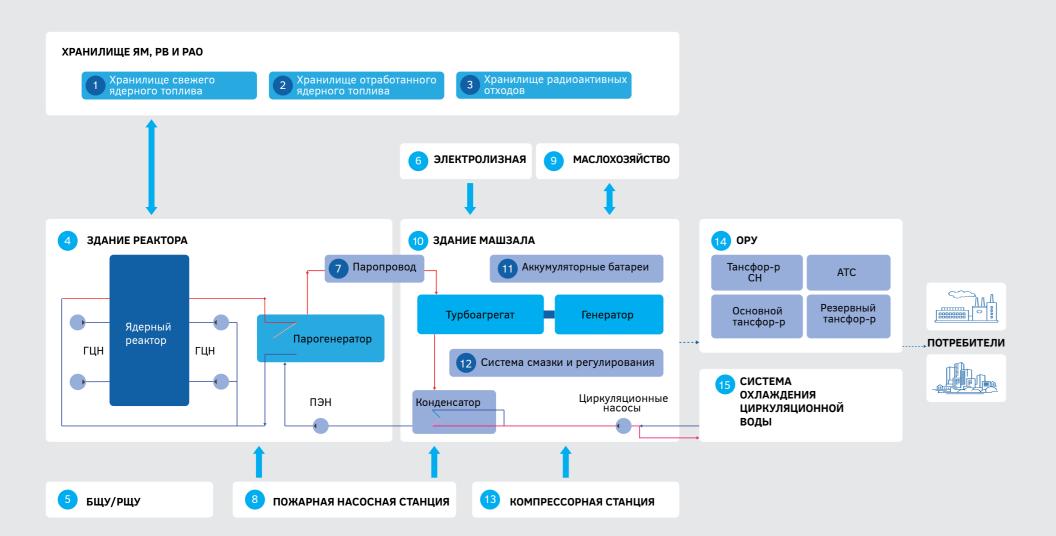
Страховой осмотр – сюрвей, предоставляет информацию о типичных рисках конкретного объекта и является основой для дальнейшей работы андеррайтера. В связи с тем, что АЭС являются сложными (в техническом плане) объектами, то проведения сюрвея на них необходимо для более прозрачного понимания риска андеррайтером.

В риск-инженерных отчётах даётся информация об объекте, его расположении, техническом оснащении и состоянии, на основании чего инженер делает заключение о подверженности объекта различным рискам. Также в отчёте указываются сценарии и ущерб вероятных убытков, которые помогают андеррайтеру в расчёте ценообразования, расчёту лимитов и условий.

Акционерное общество «Российская Национальная Перестраховочная Компания» 125047, Москва, улица Гашека, дом 6, БЦ «Дукат Плейс III» Телефон: +7(495) 730 44 80 | факс: +7 (495) 730 4479 | www.rnrc.ru | rnrc@rnrc.ru

# Приложение 1

### КАРТА РИСКОВ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРИЧЕСКИХ СТАНЦИЙ





#### ХРАНИЛИЩЕ СВЕЖЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

#### Риски:

- 1. Отказ оборудования
- 2. Ошибки персонала
- 3. Пожар

#### Меры по снижению:

- Безопасная конструкция пеналов и транспортно-упаковочных контейнеров (ТУК) для перевозки ЯТ.
- 2. Наличие САС СЦР.
- 3. Наличие САС воды.
- Контроль радиационной обстановки.
   Техническое освидетельствование
- гпм.
- 6. Регулярное ТО и ППР.
- Обеспечение достаточности и повышение квалификации персонала.
- Наличие ремонтной, эксплуатационной документации, в т.ч. технологических карт погрузочно-разгрузочных работ.
- 9. Минимизация нахождения на складе горючих материалов.
- Наличие/исправность автоматических установок обнаружения пожара.
- 11.Запрет на использование воды для тушения.

# 2

#### ХРАНИЛИЩЕ ОТРАБОТАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

- **Риски:**1. Отказ оборудования
  - 2. Ошибки персонала
  - Пожар
     Взрыв

#### Меры по снижению риска:

- Безопасная конструкция пеналов и транспортно- упаковочных контейнеров (ТУК) для перевозки и хранения ОЯТ.
- 2. Наличие САС СЦР.
- 3. Контроль радиационной обстановки.
- 4. Использование комбинации активных и пассивных систем безопасности, дублирование и резервирование систем обеспечения безопасности.
- Наличие системы охлаждения хранилища.
- Техническое освидетельствование оборудования.
- Регулярное ТО, ППР, модернизация и проверка оборудования.
- Обеспечение достаточности и повышение квалификации персонала.
- Наличие ремонтной, эксплуатационной документации, в т.ч. технологических карт погрузочно-разгрузочных работ.
- 10. Минимизация нахождения на складе горючих материалов.
- 11. Наличие/исправность автоматических установок обнаружения пожара.
- Предотвращение накопления водорода.



Риски:

#### ХРАНИЛИЩЕ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

- 1. Отказ оборудования
- 2. Ошибки персонала
- 3. Пожар

#### Меры по снижению риска:

- Безопасная конструкция пеналов и транспортно-упаковочных контейнеров (ТУК) для перевозки ОЯТ.
- 2. Контроль радиационной обстановки.
- 3. Техническое освидетельствование оборудования.
- Регулярное ТО, ППР, модернизация и проверка оборудования.
   Обеспечение достаточности
- и повышение квалификации персонала.
- Наличие ремонтной, эксплуатационной документации, в т.ч. технологических карт погрузочно-разгрузочных работ.
- 7. Минимизация нахождения на складе горючих материалов.
- 8. Наличие/исправность автоматических установок обнаружения пожара.



### ЗДАНИЕ РЕАКТОРА

# Риски: 1. Отказ оборудования

- 2. Ошибки персонала
- 3. Пожар
- 4. Взрыв

### Меры по снижению риска:

- Использование комбинации
   активных и пассивных систем
   безопасности, дублирование и
   резервирование систем обеспечения
   безопасности.
- Применение глубокоэшелонированной защиты - использования физических барьеров, контроля газовых потоков и использования систем очистки.
- 3. Наличие системы охлаждения активной зоны и бассейна выдержки.
- Контроль радиационной обстановки.
   Техническое освидетельствование
- оборудования. 6. Регулярное ТО, ППР, модернизация
- и проверка оборудования, систем безопасности, АСУ ТП и ПАЗ.
  7. Обеспечение достаточности и повышение квалификации
- персонала.

  8. Проведение обучения, в том числе на тренажерах.
- Наличие эксплуатационной и ремонтной документации.
- Минимизация использования горючих материалов, использование негорючих аналогов.
- 11. Использование огнезащитной обработки.
- 12. Наличие/исправность противопожарных преград
- 13. Наличие/исправность автоматических установок обнаружения и тушения пожара.
- Предотвращение накопления водорода (использование рекомбинатора водорода).



#### БЩУ/РЩУ

#### Риски:

- 1. Ошибки персонала
- 2. Отказ автоматики и подачи электропитания на оборудования БЩУ (БПУ)
- 3. Пожар

#### Меры по снижению риска:

- Обеспечение достаточности и повышения квалификации персонала.
- 5. Проведение обучения, в том числе на тренажерах.
- Регулярное ТО, ППР, модернизация и проверка оборудования БЩУ (БПУ).
- Создание систем резервирования

   автоматики, электропитания, управления.
- Наличие эксплуатационной и ремонтной документации.
- Наличие/исправность противопожарных преград.
- Наличие/исправность автоматических установок обнаружения и тушения пожара.

47

Акционерное общество «Российская Национальная Перестраховочная Компания» 125047. Москва, улица Гашека, дом 6, БЦ «Дукат Плейс III» Телефон: +7(495) 730 44 80 | факс: +7 (495) 730 4479 | www.rnrc.ru | rnrc@rnrc.ru



### ЭЛЕКТРОЛИЗНАЯ

#### Риски:

- 1. Отказ оборудования
- 2. Пожар
- 3. Взрыв

#### Меры по снижению риска:

- 4. Техническое освидетельствование оборудования.
- 5. Наличие технологических защит. блокировок, сигнализаций, газоанализаторов водорода.
- 6. Регулярное ТО, ППР, модернизация и проверка оборудования, систем безопасности. АСУ ТП и ПАЗ.
- 7. Наличие / исправность молниезащиты.
- 8. Электрооборудование во взрывозащищенном исполнении.



#### ПАРОПРОВОД

#### Риски:

Отказ оборудования

#### Меры по снижению риска:

- 1. Техническое освидетельствование оборудования.
- 2. Регулярное ТО, ППР, модернизация и проверка оборудования, АСУ ТП и ПАЗ.



#### ПОЖАРНАЯ НАСОСНАЯ СТАНЦИЯ

#### Риски:

Отказ оборудования

#### Меры по снижению риска:

- 1. Техническое освидетельствование оборудования.
  - 2. Регулярное ТО, ППР, модернизация и проверка оборудования, систем безопасности, АСУ ТП и ПАЗ (опробование работоспособности системы в соответствии с
    - утверждённым графиком). 3. Наличие гарантированных и резервных источников электроснабжения насосной (устройство АВР, резервные/ аварийные генераторы).
    - 4. Наличие гарантированных и резервных источников водоснабжения (источники водоснабжения, запасы воды).



#### маслохозяйство

#### Риски: Пожар

### Меры по снижению риска:

- 1. Наличие / состояние маслоприемных устройств.
- 2. Аварийный слив масла. 3. Наличие/исправность
- противопожарных преград. 4. Наличие/исправность автоматических установок обнаружения и тушения пожара.



#### ЗДАНИЕ МАШЗАЛА

#### Риски:

- 1. Отказ оборудования 2. Ошибки персонала
- 3. Пожар
- 4. Взрыв

#### Меры по снижению риска:

- 5. Техническое освидетельствование оборудования.
- 6. Наличие технологических защит. блокировок, сигнализаций, газоанализаторов водорода.
- 7. Регулярное ТО, ППР, модернизация и проверка оборудования, АСУ ТП и ПАЗ.
- 8. Обеспечение достаточности и повышения квалификации персонала.
- 9. Проведение обучения, в том числе на тренажерах. 10. Наличие эксплуатационной и
- ремонтной документации. 11. Минимизация использования горючих материалов, использование
- негорючих аналогов. 12. Наличие/исправность автоматических установок
- обнаружения и тушения пожара. 13. Наличие/исправность первичных средств пожаротушения.
- 14. Контроль вибрации на подшипниках и осевого сдвига ротора турбоагрегата.
- 15. Наличие передвижных первичных средств пожаротушения на площадке обслуживания.



#### АККУМУЛЯТОРНЫЕ БАТАРЕИ

#### Риски:

- 1. Пожар 2. Взрыв

### Меры по снижению риска:

- 3. Техническое освидетельствование оборудования.
- 4. Наличие технологических защит, блокировок, сигнализаций, газоанализаторов водорода (наличие принудительной системы вентиляции).
- 5. Поддержание температуры и влажности в эксплуатационных предела установленных для данных помешений.
- 6. Электрооборудование во взрывозащищенном исполнении. 7. Наличие/исправность
- автоматических установок обнаружения пожара.



#### СИСТЕМА СМАЗКИ И РЕГУЛИРОВАНИЯ

#### Риски: Пожар

## Меры по снижению риска:

- 1. Минимизация использования горючих материалов, замена на негорючие аналоги.
- 2. Обеспечение достаточности и повышение квалификации персонала.
- 3. Наличие / состояние маслоприемных устройств.
- 4. Аварийный слив масла.
- 5. Наличие/исправность противопожарных преград.
- 6. Наличие/исправность автоматических установок обнаружения и тушения пожара.



### КОМПРЕССОРНАЯ СТАНЦИЯ

#### Риски:

- 1. Отказ оборудования
- 2. Пожар
- 3. Взрыв

#### Меры по снижению риска:

- 4. Техническое освидетельствование оборудования.
- 5. Наличие технологических защит, блокировок, сигнализаций.
- 6. Регулярное ТО, ППР, модернизация и проверка оборудования. АСУ ТП и ПАЗ.
- 7. Наличие/исправность автоматических установок обнаружения и тушения пожара.



### ОРУ

- 2. Отказ оборудования
- 3. Пожар
- 4. Взрыв

Риски:

### Меры по снижению риска:

- 1. Техническое освидетельствование оборудования.
- 2. Регулярное ТО, ППР, модернизация и проверка оборудования, систем безопасности. АСУ ТП и ПАЗ (контроль трансформаторного масла, тепловизионный контроль).
- 3. Аварийный слив масла.
- 4. Наличие/исправность автоматических установок обнаружения и тушения пожара.
- 5. Наличие/исправность противопожарных преград.
- 6. Соблюдение противопожарных разрывов между оборудованием и зданиями/сооружениями.
- 7. Наличие / состояние маслоприемных устройств.
- Контроль наличия воды в емкости для аварийного слива масла.



#### СИСТЕМА ОХЛАЖДЕНИЯ циркуляционной воды

#### Риски:

Отказ оборудования

### Меры по снижению риска:

- 1. Обследование гидротехнических сооружений (проведение экспертизы промышленной безопасности).
- Регулярное ТО. ППР. модернизация и проверка оборудования.
- Наблюдения за осадкой фундаментов, деформациями строительных конструкций зданий и сооружений.

# Приложение 2.

### Ядерные аварии (СЦР)

С 1942 г., т.е. с момента зарождения атомной промышленности, было сообщено о восьми ядерных инцидентах (случаев возникновения СЦР) на предприятиях по переработке или изготовлению топлива. Это сравнительно небольшое число аварий объясняется исключительной тщательностью, с которой разрабатывались проекты ядерных установок и принимались технологические регламенты.

Анализэтих ядерных событий включает рассмотрение семи аварий на предприятиях США и одного события в Великобритании. Эти аварийные ситуации были включены в дайджест для того, чтобы на их примере показать те обстоятельства и механизмы, которые могут привести к возникновению СЦР, оценить величину и последствия и обосновать меры по обеспечению безопасности, принятые для предотвращения или ограничения опасности возникновения СЦР.

Завод Ү-12, Ок-Ридж, 16 июня 1958 г.

Событие произошло в результате утечки раствора в очищенную цилиндрическую емкость, который затем вместе с водой, собранной после контроля герметичности, попал в 200 литровую бочку. В результате аварии пять человек были тяжело облучены, а еще трое других получили существенные дозы.

Авария произошла участке, где производилась регенерация на высокообогащенного урана из скрапа. При проведении операций инвентаризации ядерного материала были отсоединены и отмыты несколько геометрически безопасных емкостей. После подсоединения емкостей к системам были проведены процедуры контроля герметичности с использованием воды, которая впоследствии была собрана в 200 литровую бочку. В период между подсоединением аппаратов к технологическим линиями и проведением контроля герметичности в эти емкости попал урановый раствор, который поступал через вентиль, предназначенный для отсечки аппаратов от действующего технологического оборудования начальных операций технологического процесса. Таким образом, поступление этого раствора предшествовало моменту подачи воды, переданной затем в бочку. Ядерная реакция началась в 56 литрах раствора, содержавшего около 2,1 кг урана-235. Общее количество делений нескольких последовательных вспышек СЦР составило 1,3•10<sup>18</sup> (в основном за первые 2,8 минуты), прежде чем разбавление раствора привело к снижению концентрации урана до подкритического уровня. Было зарегистрировано начальное «синее свечение», но не зарегистрировано выброса раствора из открытой бочки.

**Корректирующие меры:** вместо того, чтобы полагаться на использование запорной арматуры для отсечения оборудования, стали фактически разъединять линии передачи растворов, которые могут содержать делящийся материал. Было разрешено использование только тех емкостей, которые являются подкритичными для растворов обогащенного урана-235.

### Научная лаборатория в Лос-Аламосе, 30 декабря 1958 г.

Авария явилась результатом концентрирования плутония в слое экстрагента, который оказался в большой емкости, хотя она должна была бы содержать только низкую концентрацию водно-органической эмульсии. Изменение геометрической формы слоя экстрагента в самом начале работы мешалки привело к возникновению кратковременной СЦР. В результате один человек погиб, два других получили серьезное облучение.

Авария произошла на участке регенерации остаточного плутония и америция из разбавленного рафината (обычно при концентрации плутония около 0,1 грамма на литр). Поскольку стандартное количество плутония в растворе составляло только 0,1 кг, процесс жидкостной экстракции проводился в больших закрытых емкостях. Как и в случае с заводом Y-12, проводилась инвентаризация ядерного материала и предполагалось, что каждый из резервуаров будет освобожден и промыт по отдельности. Вместо этого, отложения (плутония) и кислые растворы от промывки четырех емкостей были собраны в одном 850 литровом резервуаре диаметром 96,5 см. Это стало возможным из-за того, что имелось несколько взаимосвязанных линий передачи растворов. Когда в этом резервуаре начала работать мешалка, возникла СЦР интенсивностью в 1,5•10<sup>17</sup> делений.

Как выяснилось позже, 160 литровый слой органики толщиной 20,3 см, плавающий на поверхности разбавленного водного раствора, содержал 3,27 кг плутония. Предполагается, что источником этого плутония стало постепенное отложение твердых частиц, которое происходило в емкостях в течение 7,5 лет эксплуатации, а расслоение эмульсии при добавлении раствора кислоты привело к образованию слоя органики. Работа мешалки в аппарате вызвала утолщение осевой части органического слоя в степени, достаточной для возникновения критичности. Дальнейшее быстрое и непрекращающееся перемешивание этих двух фаз привело к разбавлению плутония до подкритической концентрации.

Оператор, который смотрел в резервуар через смотровое стекло, получил дозу 120 (± 60) Грей и скончался через 36 часов. Два человека, которые пришли на помощь пострадавшему, получили дозы 1,3 Гр и 0,35 Гр. При этом оборудование не получило никаких повреждений и не произошло загрязнения, хотя вследствие удара основание резервуара сместилось на 10 мм. На удалении 53 м от аппарата сработал сигнал радиационной опасности, а из соседнего рабочего помещения была видна вспышка.

Установка по регенерации, эксплуатация которой через шесть месяцев должна была завершиться выводом на капитальный ремонт, была немедленно остановлена.

Корректирующие меры: выполнен переход на использование геометрически ядернобезопасного оборудования, пересмотрены письменные инструкции и повышен уровень обучения персонала в области ядерной безопасности; были перекрыты излишние линии передачи растворов; такие вспомогательные емкости как дренажные баки и буферные монжюсы были «отравлены» боросиликатными кольцами Рашига. Были организованы периодические обследования с использованием переносных счетчиков нейтронов для обнаружения аномальных отложений плутония. После аварии технологические участки были в большей степени охвачены системой усовершенствованных аварийных сигнализаторов радиационной опасности по гамма-излучению.

Химический завод по переработке в Айдахо, 16 октября 1959

Возникновение этой СЦР явилось результатом непреднамеренного слива высокообогащенного уранового раствора через сифон из нескольких геометрически безопасных цилиндрических емкостей в большой резервуар для отходов. Мощная защита, требующаяся при переработке облученного топлива, защитила персонал от прямого излучения, однако продукты деления, поступившие через систему вентиляции в рабочие помещения, привела к двум серьезным случаям облучения дозами 0,5 и 0,32 Грей, главным образом за счет воздействия бета-излучения на кожу.

Передача раствора в емкость для отходов сифоном через систему продувки, оборудованную задвижками, началась в результате барботирования воздуха в цилиндрических емкостях, предназначенных для хранения раствора. Около 200 литров раствора, содержащего 34 кг урана, поступило в резервуар для отходов объемом 19000 литров, содержавший примерно 600 литров воды. Ядерная реакция в этой емкости характеризовалась общим количеством 4•10<sup>19</sup> делений, произошедших в течение примерно 20 минут. Было установлено, что за начальной вспышкой в 10<sup>17</sup> делений последовали более слабые пульсирующие СЦР, после чего пошло более или менее устойчивое кипение, в ходе которого было испарено и сконденсировано в другом резервуаре 400 литров воды. Исключительно большой выход делений объясняется большим объемом раствора и длительностью реакции, а не ее интенсивностью.

Корректирующие меры: осуществлено совершенствование порядка эвакуации персонала, а также значение сигнализаторов радиационной опасности в зонах, на которые может действовать СЦР, произошедшая в другом месте. Было модернизировано оборудование и изменены технологические регламенты, чтобы обеспечить несколько уровней защиты от несанкционированной передачи делящегося материала.

### Химический завод по переработке в Айдахо, 25 января 1961

Эта СЦР произошла в результате вытеснения раствора высокообогащенного урана большим пузырем воздуха из верхней части выпарной установки диаметром 12,7 см в цилиндрический сепаратор диаметром 61 см, в результате чего уровень раствора в сепараторе превысил обычную величину.

Тяжелая бетонная защита, требующаяся при переработке облученного топлива, защитила персонал от прямого излучения; система вентиляции предотвратила попадание радиоактивных аэрозолей в рабочие помещения; а конструкция оборудования исключила возможность разрушительной или постоянной цепной реакции. Однако, этот инцидент является поучительным в том смысле, что для незащищенной зоны последствия могли быть более серьезными.

Очевидно, источником образования воздушного пузыря, который вытеснил в область большего диаметра 40 литров раствора с 8-ю кг урана-235, явился воздух, использованный для очистки забившейся линии и улучшения условий эксплуатации двух насосов. Возникшая в результате СЦР, вероятно, состоявшая из единственного импульса, имела мощность 6•10<sup>17</sup> делений. Эксплуатация установки была возобновлена в течение часа.

Поскольку возможность возникновения СЦР в цилиндрическом сепараторе пара не исключалась, была предусмотрена и возможность дренажа раствора в емкость безопасной конфигурации, что позволило предотвратить как рост давления, так и длительную цепную реакцию. Хотя последствия были незначительны, цилиндрический резервуар диаметром 61 см впоследствии был оборудован решеткой, состоящей из пластин, изготовленных из нержавеющей стали с 1-процентным содержание естественного бора. Были также приняты меры по предотвращению доступа воздуха в те линии с раствором, где подобный эффект был бы нежелателен.

### Завод Recuplex, Хэнфорд, 7 апреля 1962

Этот инцидент произошел вследствие накопления протечек в 69 литровом аппарате диаметром 45,7 см. Необнаруженный вовремя раствор содержал 1400-1500 г плутония в объеме примерно 46 литров после добавления бедных растворов. В результате СЦР существенные дозы облучения, 0,88 и 0,16 Гр, получили лишь работники, которые находились на расстоянии около 2,1 м, 3,2 м и 7 м соответственно.

Предприятие представляло собой установку для извлечения плутония, размещенную в больших перчаточных боксах (размером с комнату) для предотвращения распространения активности. Емкость, в которой произошла СЦР, обычно использовалась для передачи обедненных растворов на колонну жидкостной экстракции для доизвлечения плутония - аналогичный процессу обработки рафината при аварии в Лос-Аламосе. Очевидно, концентрированный раствор переполнил геометрически ядернобезопасную емкость и перелился

в емкость диаметром 45,7 см через временную линию, используемую для проводившейся зачистки оборудования. Полная мощность СЦР составила 8,2 х 10<sup>17</sup> делений, реакция длилась более 37 часов, причем около 20 процентов энергии высвободилось в течение первого получаса. За начальной вспышкой в приблизительно 1016 делений, последовали более слабые СЦР, происходившие в течение примерно 20 минут. После этого началось кипение, которое в конечном итоге привело к отгонке такого количества воды, что реакция остановилась.

Начальный импульс, сопровождавшийся обычной синей вспышкой, вызвал срабатывание сигнала радиационной опасности, и персонал участка был быстро эвакуирован, предположительно до начала второй СЦР. В этом случае особенностью изучения обстановки явилось использование небольшого робота с дистанционным управлением, разработанного для обращения с облученным топливом. С его помощью было определено место возникновения цепной реакции, установлены измерительные приборы, сняты их показания и обеспечено управление запорной арматурой.

Новая установка, предназначенная для замены Recuplex, получила лицензию еще до аварии, и работы по извлечению плутония не проводились до тех пор, пока она не была готова. На новой установке емкости, которые не являются геометрически безопасными, как правило, обеспечены нейтронными поглотителями. Установка может быть использована в различных вариантах без отступления от регламента; кроме того, оборудование легче поддается очистке. Было признано, что универсальность, необходимая на этом заводе по регенерации, требует специальных мер по обеспечению персонала регулярно обновляемыми письменными инструкциями.

### Завод Wood River Junction, 24 июля 1964 года

Эта авария началась с того, что концентрированный раствор обогащенного урана неосторожно слили в резервуар диаметром 45,7 см (75 литров). Первая из двух СЦР привела к облучению со смертельным исходом, а вторая, которая произошла приблизительно 2 часами позже, - к еще двум случаям серьезного облучения.

Сложности, связанные с началом на этом заводе кампании по извлечению высокообогащенного урана из скрапа, привели к необычному накоплению раствора трихлорэтана (ТХЭ) с низкой концентрацией урана. Небольшие количества урана вымывались в ходе утомительного ручного перемешивания ТХЭ с раствором карбоната натрия. Был «сымпровизирован» более простой процесс, в котором ТХЭ обрабатывался в резервуаре диаметром 45,7 см, предназначенном только для приготовления раствора карбоната натрия для стандартного процесса регенерации экстрагента. Ни руководство завода, ни один из трех начальников смены, не знали об этом нововведении. Тем временем растворы с необычно высокой концентрацией урана -235, образовавшиеся при отмывке оборудования, хранились в 11-литровых бутылях диаметром 12,7 см, аналогичных тем, которые содержали загрязненный ТХЭ. Очевидно, бутыль концентрированного раствора

была перепутана с бутылью с ТХЭ, и ее содержимое было вылито в раствор углекислого натрия, который размешивался в резервуаре подготовки раствора. Ударной волной от единственного импульса в ~10<sup>17</sup> делений оператор был сбит на пол, и часть раствора выплеснулась из резервуара. Наблюдалась вспышка света. Жертва получила дозу, которая по оценкам составила 100 Гр, и спустя 49 часов этот человек скончался.

Оказалось, что из емкости было выброшено такое количество раствора (конечное содержание урана в емкости составило 2 кг в 41 - 42 литрах), что завихрение, созданное мешалкой, обеспечило подкритичность. Однако спустя два часа после первой реакции в зону вошли два оператора, остановили мешалку и перезапустили ее несколькими минутами позже, после чего слили раствор из резервуара. Эти два работника получили дозы от 0,6 до 1 Гр. Судя по факту нейтронного облучения, вторая менее сильная реакция произошла в тот момент, когда мешалка была выключена. Эта СЦР не была зарегистрирована, потому что сигнализатор радиационной опасности продолжал звучать после первой реакции. Общая мощность обеих СЦР составила 1,3 х 10<sup>17</sup> делений.

Прежде, чем эксплуатация была возобновлена, был проведен серьезный анализ технологического процесса. Эти исследования включали тщательные экспертизы, внесение изменений в эксплуатационные регламенты и в порядок действий в чрезвычайной ситуации, пересмотр предельных параметров ядерной безопасности и средств контроля, организацию учета и контроля урана и проведения инвентаризации материалов, мер радиационной защиты и проведения радиационного контроля, а также обучение персонала. Для извлечения урана из ТХЭ было введено в эксплуатацию геометрически безопасное оборудование, использование которого было запланировано еще до этого эпизода.

Ядерный инцидент в Windscale, 24 августа 1970 года

Наустановке по регенерации плутония сработала система сигнализации. Из здания была проведена эвакуация. Проверка индивидуальных дозиметров персонала не выявила факта какого-либо существенного облучения. Обследование установки по выделению плутония выявило уровни излучения выше нормальных, но значительно ниже тех уровней, которые ожидались в случае возникновения СЦР.

В то время, когда зазвучал сигнал тревоги, проводилась передача раствора из реактора для обработки материалов через промежуточный резервуар в контрольную емкость. Измерения активности продуктов деления показали, что инцидент произошел в промежуточном резервуаре, который скорей всего содержал основное количество делящегося материала, находящегося в критическом состоянии, что и привело к СЦР. Полная мощность реакции составила 10<sup>15</sup> делений, а ее продолжительность была, вероятно, не более нескольких секунд.

Объяснение инцидента было получено ходе анализа В жидкости в промежуточной емкости, которая неожиданно оказалась раствором нитрата трибутилфосфат/дезодорированный плутония экстракционной смеси керосин. Промежуточная емкость содержала 40 литров экстракционной смеси с концентрацией плутония 55 граммов на литр и около 50 литров азотной кислоты с концентрацией плутония от 6 до 7 граммов на литр раствора. Стало ясно, что в момент возникновения критичности в емкости находилось 40 литров растворителя и 50 литров передаваемого водного раствора, в сумме содержавших примерно 2,5 кг плутония. Удельный вес водного раствора составлял 1,3 г/мл, т.е., учитывая геометрию этой системы, был достаточно высок, чтобы обеспечить ситуацию, при которой экстрагент, попавший однажды в передающую емкость, был бы там блокирован. Точно установить, откуда взялся экстрагент, не смогли; по одному из предположений это мог быть рециклированный водный рафинат из экстракционной колонны. Эксперименты и расчеты показали, что присутствие эмульсионной фазы привело к образованию более реактивной системы, чем та, которая существовала в состоянии покоя – с фазами, расслоившимися после прекращения движения потока. Таким образом, наиболее вероятным кажется предположение, что при прекращении потока система быстро достигла критичности, а механизмом прекращения реакции стало разрушение слоя эмульсии на границе раздела фаз в течение приблизительно пяти секунд. Разделенные и находящиеся в состоянии покоя фазы в соответствии с расчетами компьютерной программы находились в подкритическом состоянии.

Комиссией по расследованию инцидента был подготовлен отчет, в котором были даны строгие рекомендации по проведению ряда модификаций завода с целью предотвращения повторения подобного инцидента. К наиболее важным относятся два требования: установление нейтронных детекторов на всех емкостях, форма которых не является ядернобезопасной, и обеспечение возможности полного освобождения аппаратов завода, включенных в специальный перечень.

Химический завод по переработке в Айдахо, 17 октября 1978 года

Этот инцидент произошел в системе жидкостной экстракции первого цикла, где происходила регенерация высокообогащенного урана из отработанных растворов. Постепенное снижение концентрации азотнокислого алюминия в подаваемом в колонну водном промывном растворе привело к повышению концентрации урана в основании колонны до величины 21 или 22 грамм урана на литр. Масса урана в промывной колонне заметно увеличилась и в основании колонны возникла СЦР, общая интенсивность которой оценивается в 3•10<sup>18</sup> делений. СЦР возникла в камере, оборудованной мощной защитой и соответствующей системой вентиляции. Никто не пострадал; не произошло какойлибо утечки активности вследствие нарушения контайнмента; оборудование не получило каких-либо повреждений.

Вероятной причиной этого инцидента стало неспособность системы управления предприятия предотвратить ухудшение административного контроля и состояния сигнальной аппаратуры, в отношении которых было установлено, что необходимо их совершенствование.

Завод по переработке урана JCO, Tokai mura, 30 сентября 1999 года

Это событие произошло в здании по переработке ядерного топлива завода по переработке урана ЈСО в Токае. Проводились операции по растворению порошка урана, обогащенного до 18,8%, до концентрации около 380 г/л. Утвержденная правительством процедура требовала, чтобы операторы растворяли урановый порошок азотной кислотой в критически безопасном резервуаре для смешивания. Используемая внутренняя процедура, не одобренная регулирующим органом, разрешала проводить растворение в 10-литровом ведре из нержавеющей стали перед смешиванием в безопасном резервуаре. В нарушение внутренних правил работы операторы использовали 5-литровое ведро из нержавеющей стали и воронку для обработки семи партий раствора нитрата уранила и вылили их все (рабочая единица: около 16,6 кг) в резервуар для осаждения, в то время как лицензированная правильная процедура требовала, чтобы не более одной партии раствора (рабочая единица: 2,4 кг) находиться в этом резервуаре, который не является критически безопасным. В результате этих действий раствор нитрата уранила в осадительном резервуаре достиг критического состояния примерно в 10:35 утра 30 сентября. После пика интенсивности реакция продолжалась с меньшей скоростью примерно в течение двадцати часов. Примерно в 2:30 утра 1 октября операторы началисливать охлаждающую жидкость, проходящую потрубам с рубашкой, установленным вокруг осадительного бака. В 6:15 утра того же дня реакция прекратилась. Позже в осадительный резервуар был вылит раствор борной кислоты, и окончание реакции было окончательно подтверждено в 8:50 утра того же дня. Основываясь на результатах анализа остаточного раствора в осадительном резервуаре, общее количество произведенных делений оценивается в 2,5 × 10<sup>18</sup>.

Семь жителей, которые оставались возле забора JCO в течение нескольких часов после начала СЦР, получили дозу (предварительные значения) в диапазоне от 6,4 мЗв до 16 мЗв. Дозы облучения для трех операторов JCO, которые осуществляли растворение, были оценены в диапазоне от 16 до 20 Гр, от 6,0 до 10 Гр и от 1 до 4,5 Гр, соответственно. Двое из них умерли. В целом, 169 других сотрудников подверглись воздействию радиации. 24 из них, сотрудники JCO, которые выполняли слив охлаждающей жидкости и другие операции, чтобы остановить критичность, получили дозы в диапазоне от 0,7 до 48 мЗв. Другие сотрудники получили дозы в диапазоне от 0,06 до 48 мЗв. Было обнаружено, что некоторые лица, участвующие в мероприятиях по предотвращению стихийных бедствий на пожарной станции Токай, JNC и JAERI, подверглись воздействию радиации. Дозы для этих людей были значительно ниже 50 мЗв. Было обнаружено, что трое пожарных из Токай, которые доставили трех сотрудников JCO в больницу, получили дозы от 4,6 до 9,4 мЗв.

Непосредственной причиной происшествия стало то, что рабочие перелили раствор нитрата уранила, содержащий около 16,6 кг урана, который превысил критическую массу, в осадительный резервуар, который не был предназначен для растворения такого раствора и не был сконфигурирован для предотвращения критичности. С другой стороны, были указаны многие причины управленческого и административного характера, связанные с эксплуатационным, техническим и деловым управлением, процедурой лицензирования и правилами техники безопасности.

После этого инцидента завод JCO был лишен лицензии. Аварии был присвоен 4 уровень по шкале INES (авария без значительного риска за пределами площадки).

Правительство предприняло много мер после этого события. «Закон о регулировании ядерного исходного материала, ядерного топливного материала и реакторов» был пересмотрен, чтобы включить множество улучшений, таких как требование к лицензиатам по переработке ядерного топлива проводить периодические инспекции, введение системы проверки соблюдения лицензиатами их правил сохранения безопасности и назначение «Администрации инспекторов по ядерной безопасности». на крупные объекты, увеличение числа ядерных инспекторов, установление обязанности лицензиатов обучать своих сотрудников и создание системы подачи заявлений. Специальный закон о готовности к ядерной катастрофе предусматривает, что лицензиат должен подготовить план действий в чрезвычайных ситуациях, проконсультировавшись с местными властями, назначить администратора для ядерной чрезвычайной ситуации и уведомить соответствующих министров и местные власти о возникновении аварии. В дополнение к существующему на тот момент «Руководству по проверке безопасности для установок по изготовлению урана» было разработано «Руководство по проверке безопасности для конкретных установок по изготовлению урана» для установок, перерабатывающих уран, обогащенный до 5-20%, для проведения анализа безопасности установок и для предотвратите повторение такой серьезной аварии.

На заводе была установлена надлежащая радиационная защита и проведены необходимые корректирующие меры.

### Утечка UF<sub>e</sub>

Аварийная утечка UF<sub>s</sub>, Франция, 1 июля 1977 года

Инцидент произошел в Pierrelate, Франция, утечка произошла из цилиндрической емкости, содержавшей  $8827~\rm kr$  жидкого UF $_6$  при температуре около  $95^{\circ}$ С после взятия пробы жидкой фазы. Контейнер находился на низком стапеле рядом со зданием, в котором осуществлялось взятие проб, его запорные вентили находились в самой низкой позиции. В ходе неправильного обращения соединительный вентиль, который был связан со зданием отбора проб гибким

трубопроводом, был оторван от корпуса контейнера, оставив отверстие диаметром чуть меньше одного дюйма, его площадь составляла 3,84 см<sup>2</sup>.

Утечка токсичных материалов продолжалась почти в течение часа. Используя противопожарное оборудование, на источник газа и вокруг него в течение получаса было вылито 13,5 м<sup>3</sup> воды. Кроме того, через 15-20 минут после начального разрыва было разбрызгано 600 кг жидкой углекислоты.

Общее количество  $UF_6$ , попавшего в атмосферу, составило 7106 кг. Взвешивание цилиндра показало, что количество  $UF_6$ , которое осталось в нем после того, как резервуар был закупорен в конце процесса утечки, составило 1721 кг.

Скорость ветра составляла 10 м в секунду. Количество урана, обнаруженного в атмосфере, являлось лишь небольшой частью испарившегося  ${\rm UF_6}$ . Фтористый водород от гидролиза  ${\rm UF_6}$  можно было обнаружить, как и ожидалось, на расстоянии до 15 км по направлению ветра. Значительное увеличение весового отношения фтора к урану в почве обнаруживалось на удалении более 1000 м от места аварии.

В местах, где были обнаружены самые высокие концентрации, опасность химического воздействия была небольшой. Что касается радиационной опасности, обусловленной выпавшим на землю ураном, на расстоянии 600 м по направлению ветра могла быть получена доза 1,50 мЗв (на почки), но это место находилось в пределах контролируемой зоны предприятия.

Утечка жидкого  $UF_6$  при температуре 95°C продолжалась в течение 11 минут в вышеупомянутом состоянии открытого вентиля. Наиболее горячие пары образовались во время начальной вспышки, составившей 16 процентов от общего выброса. Вследствие большой мощности этот выброс был унесен на самое дальнее расстояние.

Количество испаренного материала составило менее 48 % от величины выброса, из них 33 % превратилось в пар при температуре тройной точки. Таким образом, большая часть вещества, превратившегося в пар, испарилось при температуре всего лишь на 8°С выше температуры замерзания ГФУ при атмосферном давлении (56°С).

Менее 6% испарившегося урана можно было обнаружить в атмосфере, и можно предположить, что оставшиеся 94 процента осели недалеко от источника. С другой стороны, количество обнаруженного HF указывает на то, что произошел гидролиз существенной части выброшенного UF $_6$ . С учетом скорости утечки и влажности воздуха то количество HF, которое было обнаружено на большом расстоянии, можно объяснить только потоком воды из используемого противопожарного оборудования. Его применение должно было внести значительный вклад в гидролиз пара UF $_6$  в воздухе и кристаллического материала на земле. Количества урана, обнаруженного в ходе исследований грунта после инцидента, подтверждает это предположение.

Аварийная утечка  $UF_6$  на предприятии Sequoyah Fuels Corporation, Gore, США, 4 января 1986 года

В 11.30 утра 4 января 1986 г. цилиндрический контейнер (модель 48Y), заполненный гексафторидом урана (UF $_6$ ) разорвался при нагреве в паровой камере на предприятии Sequoyah Fuels Corporation в Gore, штат Оклахома. Один рабочий скончался, отравившись парами фтористого водорода, являющегося продуктом реакции UF $_6$  с влагой, содержащейся в воздухе. Несколько других работников также пострадали от вдыхания паров, но не столь серьезно. Большая часть территории предприятия и некоторые территории к югу за пределами площадки были загрязнены фтористым водородом и вторым продуктом реакции - уранилфторидом (UO $_2$ F $_2$ ). Продолжительность выброса составила около 40 минут.

Цилиндрическая емкость, которая была переполнена, разорвалась во время нагрева вследствие расширения  $UF_6$ , который перешел из твердого состояния в жидкое. Максимальная безопасная загрузка этой цилиндрической емкости составляла 12,5 т продукта. Есть подтверждение того факта, что она была заполнена продуктом в количестве, превышающим этот предельное значение.

В ходе опросов и обследования было установлено, что цилиндрическая емкость, которая в конечном итоге разорвалась, была неправильно поставлена на весы для контроля наполнения. Возможно, это произошло из-за того, что первоначально оборудование было спроектировано для 10-тонного цилиндра, а используемый 14-тонный цилиндр оказался длиннее. Это привело к тому, что тележка, на которой лежал цилиндр, была расположена очень близко к краю платформы весов. Из-за неточного совмещения цилиндра и тележки одно колесо тележки, поддерживающей данный цилиндр, оказалось вне платформы и опиралось на пол. Это вызвало ошибочно низкие показания весов в ходе заполнения.

Когда оператор заметил, что он уже не может добавить большее количество UF<sub>6</sub> в цилиндр, он его исследовал и обнаружил, что колесо находится не на платформе. После того, как тележка и цилиндр была снова установлены, весы были не в состоянии определить фактический вес цилиндра, потому что вес превысил диапазон циферблатного индикатора весов. Цилиндр на этот момент весил более 13,4 т (предел шкалы указателя). Более поздние оценки показали, что вес составил более 14 т, а в соответствии с техническими требованиями номинальная загрузка составляла 12,5 т. Оператор отрегулировал компенсатор веса тары для того, чтобы можно было следить за снижением веса, он попытался откачать избыточный материал вакуумированием обратно в холодные ловушки. Эта попытка вакуумирования соответствовала установленным процедурам и принятой практике.

В следующей смене очередной оператор сделал вывод, что материал больше не откачивается, возможно, потому что содержимое цилиндра охладилось и затвердело. Оператор и заместитель начальника смены поместили цилиндр в паровую камеру с тем, чтобы его нагреть и перевести ГФУ в жидкое состояние,

облегчив тем самым последующее вакуумирование. Вес содержимого на этот момент не известен, но цилиндр определенно содержал больше вещества, чем это разрешалось в соответствии со спецификацией, т.е. более 12,5 т. В любом случае контейнер был переполнен. В соответствии с технологическими регламентом Sequoyah Fuels Corporation было запрещено нагревание переполненного цилиндра. Установка переполненного цилиндра в паровую камеру для нагревания являлось очевидным нарушением этих правил.

Приблизительно спустя два часа после начала нагрева в паровой камере цилиндр разорвался. В верхней части цилиндра образовался 1,2 метровый по длине разрыв.

Силой взрыва была повреждена паровая камера. Выброшенный UF<sub>6</sub> быстро прореагировал с влагой в воздухе с образованием уранилфторида и фтористоводородной (плавиковой) кислоты. Образовавшееся облако пара из этих материалов было отнесено ветром на юг и юго-восток, скорость ветра составляла до 40 км/ч. Облако накрыло технологическое здание, и кислотные пары привели к смерти оператора, который работал примерно в 21 метре от цилиндра. Пары попали в систему вентиляции завода. Около 40 человек персонала было эвакуировано из здания в направлении, противоположном направлению ветра, при этом некоторые прошли через облако.

Пострадавшие работники были доставлены в близлежащие больницы для лечения. Население, живущие по ветру, было предупреждено об опасности, им было рекомендовано эвакуироваться и обратиться в медицинские учреждения для обследования.

В качестве основных причин аварии были установлены следующие факторы:

- цилиндр был переполнен, потому что был неправильно установлен на весах. Платформа и соответствующее оборудование заполнения не были спроектированы с таким расчетом, чтобы предотвратить неправильное расположение цилиндров на платформе весов. По проекту станция заполнения контейнеров не предназначалась для работы с 14-тонными цилиндрами;
- время, необходимое для наполнения цилиндра, было достаточно большим, чтобы произошло частичное отверждение  ${\sf UF}_6$ , что привело к невозможности удаления продукта из цилиндра;
- нельзя было определить точный вес цилиндра после его переполнения;
- не существовало никакого дополнительного или альтернативного способа измерения количества материала в заполняемом цилиндре;
- персонал нарушил инструкции предприятия, когда был нагрет переполненный контейнер. Персонал, включая руководство смены, не прошел обучения в отношении технологического регламента компании. Технологический контроль, например допуск по технологической карте, не являлся неотъемлемой частью работы предприятия;
- в проекте завода не было предусмотрено оборудование для контроля или автоматической продувки контейнеров, с которыми в данный момент работают.

### Пожар и экзотермические реакции

Кыштымская авария, Озерск, Челябинская область, 29 сентября 1957

Авария произошла на химкомбинате «Маяк». Резервуар был заполнен жидкими высокорадиоактивными отходами. Вследствие аварийного нарушения принудительного охлаждения на длительное время температура повысилась до 350°С и произошел взрыв смеси.

Приблизительно 74 ПБк (2 МКи) продуктов деления попало в атмосферу (для сравнения при Чернобыльской аварии выброс составил 1,85 ЭБк (50 МКи)) и было разнесено на расстояние от 100 до 300 км с поперечной шириной зоны заражения от 8 до 9 км. Центральная сильно загрязненная зона площадью 1120 км² имела уровень концентрации активности от 74 ГБк/км² до 3,7 ТБк/км². Внешняя доза гамма-облучения для людей, облученных за счет прямого облучения, составила от 7 до 170 мЗв, а эффективная доза, включая дозу за счет поступления с водой и пищей, составила от 23 до 520 мЗв.

Благодаря глубокой перепашке почвы (~ 50 см) уровень радиоактивности на поверхности был постепенно снижен до более низких значений. Не было отмечено никакого повышения уровня смертности по сравнению с цифрами, характерными для данной местности.

Инцидент на установке по обработке плутония в Хэнворде, 6 ноября 1963 года

ночи Приблизительно В 1:23 6 ноября 1963 В 233-S Γ. здании (сера -233) было отмечено внезапное обратное движение воздушного потока. Это явление сопровождалось заметной вибрацией щита управления, а воздух из технологической области был вытеснен в галерею для персонала. Эксплуатация установки S-233 (сера-233) была немедленно прекращена с помощью дистанционного управления. Спустя приблизительно 30 минут после этого первого события дозиметристы, исследовавшие инцидент, зафиксировали пожар. Операторам не рекомендовалось использовать воду в борьбе с этим пожаром. Применение воды предусматривалось только в случае крайней необходимости, потому что в системе был предусмотрен контроль возникновения СЦР. При борьбе с огнем разрешались использовать только сухие химические средства пожаротушения (гидрокарбонат натрия). Пожар был потушен за полтора часа с использованием до 225 кг гидрокарбоната натрия. Проведенные позже оценки показали, что с применением воды пожар мог бы быть прекращен в течение пяти минут.

Пожар распространялся через открытые напольные решетки и охватил все четыре этажа установки и камеру анионообменной установки. Эта камера состояла частично из твердых пластиковых панелей, панелей из нержавеющей стали, пластиковых перчаток и других пластмассовых деталей. Вовлеченными в пожар оказались также корзины для одежды, загрязненная спецодежда и отходы,

находившиеся в операторской, смежной с технологическим участком. Результатом пожара стало широкое распространение альфа-загрязнения по всему зданию. Из-за повреждений здания и оборудования вследствие пожара, альфа-загрязнения и необходимости проведения дезактивационных мероприятий, а также необходимости проведения нормального техобслуживания, завод Redox был остановлен почти на шесть недель. Эксплуатация завода была возобновлена без использования анионообменной установки.

Экспертиза колонны анионообменной установки обнаружила, что секция из нержавеющей стали в ее нижней части имела равномерное увеличение диаметра, вызванное внутренним давлением. Расширение привело к увеличению наружного диаметра от номинального значения 11,4 см до 12,4 см с уменьшением толщины стенки. Элементы трубопровода №40 не показали какого-либо существенного расширения.

Одна прокладка фланца в основной колонне над тройником подачи раствора отсутствовала полностью, а пара тефлоновых уплотнений на другом соединении была разорвана. Экраны и элементы их крепежа на двух линиях в нижней части колонны были разорваны или деформированы, на трех экранах в различных местах установки обнаружено изменение цвета, указывающее на воздействие высоких температур. Не было каких-либо свидетельств разрушения трубопровода или повышенного давления в любой другой части ионообменного контура. Записи показаний приборов подтверждают, что время, прошедшее с момента начала повышения давления и до момента конечного сброса давления, составило менее минуты.

Измерение количества смолы после инцидента показало, что примерно половина смолы осталась в колонне. Значительное количество смолы было собрано с пола основной технологической зоны. Распределение смолы в основном было концентрическим, с радиусом от 2,4 до 3 метров и в центре этого круга находилась ионообменная колонна.

Исследование образцов смолы, извлеченных из колонны и с пола, показала, что приблизительно, 40% смолы подверглось разложению и она обладала липкой, гелеобразной структурой. Было обнаружено, что смола в районе тройника подачи содержала бихромат, и почти во всех пробах смолы обнаруживалось присутствие хрома.

Пробы исходного раствора, взятые из емкости анионообменной установки, показали присутствие 4,9 г на литр  $Cr^{3+}$  и 1,7 г на литр  $Cr^{6+}$ . Раствор также содержал 16 г на литр плутония, из которого 15,2 граммов на литр находились в валентном состоянии +6.

Повышение давления в анионообменной колонне, как полагают, было вызвано химическим разложением и окислением анионообменной смолы, которая уже содержала плутоний. Предполагается, что разложение смолы могло быть вызвано

случайным добавлением бихромата натрия в систему. По оценкам, от 1 до 2 часов воздействия бихромата при температуре 85°С было достаточно, чтобы привести к такому разложению смолы, которое и наблюдалось в пробах после аварии.

Очевидно, длительный период высоких потерь плутония с отходами был непосредственно связан с присутствием бихромата в системе.

Было обнаружено, что серьезное радиационное повреждение смолы наступает при уровне облучения выше 3x10<sup>6</sup> Зв. Так как смолы, содержащие плутоний, в технологическом процессе подвергались облучению дозой, соответствующей 6х105 Зв в месяц, проектный срок службы смолы должен составить около пяти месяцев. На основе этих результатов можно заключить, что анионообменные смолы типа Permutit SK и Dowex I-X4 были достаточно устойчивы как к химическому, так и радиолитическому воздействию при нормальной эксплуатации колонны, что позволяло использовать их в производственном оборудовании. Соответственно, несколько систем анионного обмена были установлены на различных предприятиях и эксплуатировались без инцидентов в течение нескольких лет. Однако в 1963 г. в США произошли две аварии, которые показали, что анионообменные смолы в случае работы с плутонием могут быть не столь устойчивыми, как предполагалось. (Первая авария, о которой сообщалось, произошла в июле 1963 г. на заводе Rocky Flats, USAEC, где отмечено повышение давления с последующим разрушением уплотнительной прокладки и выбросом содержимого колонны на анионообменной установке из нескольких колонн). В результате в Хэнворде была начата экспериментальная программа для дополнительной оценки опасности, связанной с использованием анионообменных смол для работы с плутонием. Авария с разрушением лабораторной анионообменной колонны произошла во Франции в 1962 г.

Ущерб, нанесенный пожаром, и степень распространения загрязнения можно было бы значительно снизить, если бы для борьбы с огнем использовалась вода. Вывод комиссии по расследованию состоял в том, что в ходе предшествующей оценки относительных рисков следовало установить разумное количество диспергированной воды, которое можно было использовать для борьбы с огнем при незначительном риске возникновения СЦР, особенно на участках, прилегающих к технологическому оборудованию. Было рекомендовано установить критерии и разработать руководства, которые помогли бы пожарным и техническому персоналу оценить степень риска СЦР при использовании воды для тушения пожара на установках, где работают с делящимися материалами.

Наиболее серьезным фактом, установленным в результате инцидента, было понимание того, что максимальная безопасная рабочая температура для систем анионного обмена плутония существенно ниже, чем первоначально предполагалось. Были сделаны следующие важные выводы: насыщение плутонием заметно понижает температуру воспламенения смолы; смолы, насыщенные жидкостью, склонны к быстрому разложению; и оказывается, что температура воспламенения смолы уменьшается с увеличением диаметра колонны. Максимальная безопасная рабочая температура не была определена,

но она не должна превышать 80 - 90°C. В Хэнворде максимальная рабочая температура была определена в 70°C для таких систем, пока безопасные пределы не будут установлены более точно. В результате инцидента не было пострадавших от радиационных и иных воздействий.

Инцидент в здании головных операций переработки на предприятии Windscale Works, 26 сентября 1973 года

26 сентября 1973 г. на головных операциях предприятия по переработке Windscale Works произошел выброс аэрозольной активности. Было установлено, что тридцать пять человек, находившихся в здании в это время, получили внешнее загрязнение и загрязнение легких, главным образом, рутением-106.

Существующие установки завода по переработке были модифицированы чтобы обеспечить на начальной стадии обработку оксидного топлива перед подачей, полученной исходного раствора на действующий завод по переработке. В августе 1969 г. модернизация была завершена, и завод В204 для операций начальной стадии был полностью введен в эксплуатацию. Этот инцидент произошел в самом начале очередной кампании по переработке.

Расследование инцидента начала комиссия регулятора через 24 часа с момента его возникновения. Расследование включало установление причины инцидента, эффективность защиты персонала и рассмотрение последствий инцидента. Компания также провела свое расследование и обеспечила комиссию всеми техническими данными. На основе фактов могут быть сделаны некоторые предварительные выводы относительно механизмов, которые могли привести к утечке рутения-106 в операторские завода B204.

В аппарате CVF 111 для подачи фиксированного объема раствора произошли экзотермические реакции между сильно нагревающимися нерастворимыми продуктами деления, содержащими большие количества рутения-106, тонкими фракциями циркония и другими твердыми частицами и подкисленным бутоксом (β-дибутокси-диэтиловый эфир), что привело к разложению бутокса и, возможно, воспламенению циркония.

Пробы воздуха, взятые из трубы завода, показали, что выход рутения-106 в атмосферу составил приблизительно 370 ГБк (10 Ки). Эта величина была эквивалентна менее одной пятой установленной на тот момент дневной нормы выброса через трубу. Не было обнаружено какой-либо аэрозольной активности, превышающей уровень фона в районе по направлению ветра как на границе промплощадки, так и за ее пределами.

Пробы воздуха, взятые в рабочих помещениях во время инцидента, показали существенные уровни аэрозольной активности, самые высокие уровни приблизительно в 100 раз превысили предельно допустимую концентрацию в воздухе для активных зон, рекомендуемую МКРЗ.

Седьмой этаж, как было обнаружено, имел самые высокие уровни поверхностного загрязнения. На производственном участке, примыкающем к подающей емкости, поверхностные уровни загрязнений значительно превышали допустимый уровень поверхностного загрязнения для рабочих помещений.

Во время инцидента все 35 человек, находившиеся в здании для выполнения операций начальной стадии, подверглись загрязнению кожного покрова. Внешнее загрязнение не оказало никакого неблагоприятного воздействия на здоровье. Для всех 35 человек на счетчике измерения активности тела были измерены количества активности, поступившей при дыхании. В легкие одного работника, как показали оценки, попало около 1,5 МБк, для других это количество составило от 0,35 кБк до 185 кБк. Для человека, подвергшегося наиболее серьезному воздействию, оцененная доза за последующие 50 лет составит около 10 Зв. Для следующей по тяжести облучения группе (четыре человека) ожидаемая пожизненная доза составит в пределах от 0,15 до 0,3 Зв, и для остальных людей она составит до 0,15 Зв. Проведенные на тот момент времени медицинские обследования не выявили каких-либо неблагоприятных эффектов, связанных с внутренним облучением.

Были разработаны соответствующие предложения по снижению вероятности повторения реакций бутокса с твердыми частицами, заключающиеся в контроле образования твердых частиц при обработке облученного оксидного топлива и удалении таких твердых частиц в технологические аппараты завода. Были предложены рекомендации, направленные на повышение защиты операторов на установке B204, и, в частности, по:

- улучшению герметизации между операторскими и камерами;
- совершенствованию системы вентиляции, которая привела к утечке радиоактивных материалов из технологических камер;
- мониторам бета-активности воздуха, тип и количество которых, как оказалось, не позволили предупредить о высоких уровнях аэрозольного загрязнения;
- улучшению мер аварийного реагирования, которые не сработали должным образом в нужной ситуации. Недостаточность мер чрезвычайного реагирования явилась, очевидно, следствием того, что не происходило подобного инцидента на данной площадке и, насколько известно, где-нибудь еще.

В силу разных причин этот завод головных операций переработки больше не эксплуатировался.

Взрыв и пожар во время конверсии жидкого нитрата уранила в твердый оксид урана на заводе в Саванна Риввер, США, 12 февраля 1975 года

После 20 лет эксплуатации без серьезных происшествий на заводе произошла неконтролируемая реакция термического разложения комплекса трибутилфосфата с нитратом уранила, случайно попавшего в денитратор. В ходе реакции большая часть содержимого денитратора была выброшена из аппарата. Помещение было заполнено красно-коричневым NO<sub>2</sub>; парами и горючими газами от разложения

трибутилфосфата. Газы воспламенились и вызвали взрыв и пожар, что привело к травмам двух работников (оба приступили к работе в тот же день после медицинского обследования, проведенного медицинским персоналом завода). Повреждение здания и оборудования также было небольшим.

Как только операторы приблизились к выходу, произошел взрыв, и ударной волной их обоих выбросило через двери. Один оператор получил умеренное раздражение легких вследствие вдыхания кислотных паров. Не было зафиксировано загрязнения кожного покрова, загрязнения носоглотки или поступления урана в организм. Измерения показали, что загрязнение было ограничено пределами здания.

Хотя одна стена была повреждена, несущие конструкции здания не пострадали. Потребовался ремонт стен, системы вентиляции помещений, элементов герметизации и освещения, а также покраска. Последствия от пожара были ограничены рабочей камерой. Прежде чем в августе 1975 г. была возобновлена нормальная эксплуатация, потребовалась очистка пола, подвесных трубопроводов, денитраторов и др.

Основные выводы, полученные на основании исследования остатков материалов, анализа оперативной документации (журналов) и изучения места аварии заключаются в следующем:

Денитратор, содержавший ~  $1175 \text{ кг UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$  и ~  $190 \text{ кг UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot (\text{ТБФ})_2$  нагревался медленнее, чем обычно. В то же время измерения температуры поверхности денитратора показали повышение температуры от  $250 \text{ до } 400^{\circ}\text{C}$ ; предполагаемое разложение  $\text{UO}_2 \cdot (\text{NO}_3) \cdot 2 \cdot (\text{ТБФ})_2$  началось при температуре  $170^{\circ}\text{C}$ . Выделялись такие газы как  $\text{NO}, \text{N}_2\text{O}, \text{NO}_2, \text{H}_2\text{O}, \text{бутан}, \text{бутанол и, возможно}, \text{ВиNOx различного состава } (x = 1, 2 или 3)$ . Расчетный объем газов составил приблизительно  $500 \text{ м}^3$  при нормальных условиях, при расчетной максимальной скорости образования газа примерно  $18 \text{ м}^3/\text{сек}$  при нормальных условиях. Этот быстрый процесс газообразования привел к выбросу содержимого денитратора в помещение. Газы, собравшиеся под потолком, вспыхнули и вызвали повышение давления, что привело к разрушению стен камеры (величина давления, необходимого, чтобы вызвать наблюдаемое повреждение, составляла менее 50 кПа).

Расчетные температуры соответствуют образованию пемзоподобного материала, который осел на конструкционных материалах и оборудовании, а расчетная ударная волна достаточна, чтобы разрушить стены. В соответствии с величиной полного энерговыделения его можно отнести к категории взрыва умеренной мощности.

Конкретный источник воспламенения не был установлен. Наиболее вероятной причиной, однако, являются реакции с участием свободных радикалов в газовой фазе.

В результате инцидента было внесено множество технологических изменений, чтобы предотвратить повторение события:

- все емкости, находящиеся после первого выпарного аппарата, перемешиваются непрерывно, чтобы предотвратить расслоение водной фазы и органики;
- для всех растворов перед их передачей требуется анализ содержания органики в водной фазе. Эксплуатационные пределы для органических веществ были установлены такими, чтобы предотвратить попадание их опасного количества в выпарные аппараты и денитраторы;
- снижена скорость нагрева таким образом, чтобы образование газа вследствие возможного разложения органики в денитраторе происходило с относительно низкой скоростью;
- увеличена подача воздуха в отходящий от денитратора газ, чтобы гарантировать, что концентрация любых выделяющихся органических паров ниже взрывоопасного предела;
- установлена новая контрольная аппаратура, позволяющая определить, действительно ли выполняются введенные ограничения на режим денитрации. Новая аппаратура также обеспечивает более оперативный отклик на нарушения контролируемых критичных параметров либо вручную (после сигнала тревоги), либо автоматически.

Взрыв в скруббере отходящих газов на установке по переработке скрапа на предприятии по изготовлению уранового топлива, Siemens, Ханау, Германия, 12 декабря 1990 г.

12 декабря 1990 г. на заводе по производству урановых тепловыделяющих сборок в Ханау, Германия, произошел взрыв в скруббере. Скруббер для промывки отходящих газов являлся частью установки для регенерации урана и обработки жидких отходов.

Нижняя часть колонны скруббера, сделанная из стали, была разорвана и разрушена, дно выпало, а верхняя часть, изготовленная из ПВХ, была разбита на куски; были также порваны болты и фланцы. Корпус циркуляционного насоса разлетелся вдребезги. Соседние емкости для хранения, трубопроводы и распределительные щиты были деформированы ударной волной. Некоторые емкости были пробиты осколками, и даже в крыше зала появились небольшие сквозные пробоины.

Из разрушенных или поврежденных емкостей для хранения на пол вытекло около 800 кг низкообогащенного урана, главным образом, в виде раствора. Жидкости, содержащие уран, были локализованы в пределах предусмотренных секций на полу зала. Система фильтрации отходящих газов не пострадала. Не было какоголибо излучения или выхода радиоактивности в окружающую среду. Два работника пострадали, один из них серьезно.

Скруббер был должен обрабатывать отходящие газы из нескольких систем:

- от аппаратов-растворителей для регенерации оксида урана, которые являются источниками в основном нитрозных газов;
- от печей для кальцинации осадка ДУА и сушки шламов, генерирующих аммиак, а также углерод из органики и фтор;
- от некоторых емкостей для хранения и аппаратов-осадителей, а также других компонентов оборудования, генерирующих аммиак.

Поэтому при нормальной эксплуатации в нижней части скруббера (в сборнике) находился раствор азотнокислого аммония, с примесью соединений азотистокислого аммония, фторида и органических соединений.

Из-за отказа датчика уровня жидкости концентрация азотнокислого аммония в промывном растворе скруббера увеличилась вследствие испарения воды с отходящими газами. Вероятно, впоследствии произошло образование пульпы или кристаллизация. Очевидно, взрыв был вызван перегревшимся насосом водного контура. Быстрое тепловое разложение азотнокислого аммония разрушило насос и ударной волной воздействовало на сборник скруббера, где также произошел взрыв, а оставшаяся в скруббере жидкая фаза была выброшена вверх.

Типичные образцы остатков, взятые из разных мест разрушенного скруббера и петле циркуляции раствора, содержали до 50% (по весу) азотнокислого аммония и приблизительно 10% фторида, а также около 1% нитрита. Значения в растворе и в пульпе были, конечно, ниже. Нитрит мог катализировать начало реакции из-за более низкой температуры разложения. Наличие фторида и урана, а также органических соединений могло иметь каталитический эффект.

Чтобы избежать повторения подобных инцидентов во всех системах, где обрабатывается или может образоваться азотнокислый аммоний, предприняты некоторые корректирующие меры:

- отходящие газы аппаратов-растворителей и печей кальцинации или других систем обработки жидких отходов будут очищаться в отдельных скрубберах;
- скруббер должен эксплуатироваться таким образом, чтобы образование азотнокислого аммония было незначительным;
- контроль уровня жидкости в скрубберах должен быть усовершенствован таким образом, чтобы не происходило неконтролируемого концентрирования;
- контроль насосов в системах с раствором азотнокислого аммония должен гарантировать, что забившиеся насосы не могут вызвать локальное повышение концентрации.

Инцидент на выпарном annapame TNX на заводе в Саванна-Ривер, 12 января 1953 г.

12 января 1953 г. при концентрировании азотнокислого раствора нитрата урана взрывом был разрушен выпарной аппарат, работающий на половине проектной мощности. В результате два работника получили небольшие травмы.

Во время инцидента проводилась специальная серия операций упаривания для удаления примерно 50% азотной кислоты из 6840 литров раствора нитрата урана. Размеры оборудования требовали проводить операции по удалению кислоты несколькими порциями объемом по 1900 литров, и три порции были успешно обработаны. Четвертая и последняя загрузка состояла из оставшихся 265 литров исходного раствора и 600 литров упаренного материала, который был разбавлен водой. Дополнительные 600 литров требовались, чтобы обеспечить необходимую минимальную загрузку выпарного аппарата. Поскольку прибор для регистрации температуры жидкости был сломан, а требуемая степень концентрирования находилась вне диапазона датчика удельного веса, упаривание проводилось в течение времени, установленного на основании прошлого опыта. За пять минут до намеченного завершения этого четвертого этапа упаривания произошла мощная реакция с повышением давления, достаточным, чтобы разрушить выпарной аппарат и вызвать обширное повреждение здания.

Последующие исследования показали, что этот инцидент оказался результатом следующего стечения обстоятельств:

- присутствие ТБФ (~ 36 кг) в водном растворе нитрата урана;
- концентрирование раствора до величины более 78% нитрата урана в общем объеме водного раствора при температуре более 130°С;
- нарастание давления от 3,6 до 7 бар вследствие частично забившейся трубной решетки.

Этот инцидент и его расследование впоследствии привели к установлению эксплуатационных пределов по концентрации органических соединений и по температуре для выпарных аппаратов на заводе в Саванна-Ривер.

Пожар и взрыв битума на заводе по переработке Токай, 11 марта 1997 года

В 10:06, 11 марта 1997 года, пожар начался с бочек, которые были заполнены битумизированными радиоактивными отходами в помещении для розлива демонстрационной установки битумизации (BDF) на Токайском заводе по переработке (TRP) PNC (сейчас реорганизован в JNC). С 1982 года BDF произвела около 30 000 бочек битумизированных жидких низкоактивных радиоактивных отходов TRP.

Последовательность событий. В 10:06 оператор заметил вспышку в помещении для розлива и пламя высотой 2 м на одной бочке. В 10:12 другой оператор приступил к тушению пожара с помощью установленного водяного орошения. Примерно через минуту оператор прекратил распыление воды, так как он больше не видел огня в камере. В 10:23 все вентиляционные воздуходувки, кроме воздуходувки резервуара, остановились. В 20:04 произошел взрыв. Продукты сгорания выходили из окон здания около 3 часов. Радиоактивность, выделенная с установки ВDF, была оценена на основании результатов мониторинга окружающей среды и модели переноса радиоактивности по зданию из горящей бочки. Выброс радиоактивности по оценкам составил от 1 до 4 ГБк для бетануклидов (кроме 14C), главным образом 137Cs, и от 6×10-4 до 9×10-3 ГБк для

альфа-нуклидов, главным образом 238, 239, 240 Ри и 241 Атм. Максимальный допустимый эквивалент дозы для населения из-за выброса был оценен как от  $1\times10^{-3}$  до  $2\times10^{-2}$  мЗв.

Основным содержанием жидких отходов был NaNO<sub>2</sub>. После того, как жидкие отходы и битум были смешаны и обезвожены в экструдере, смесь подавалась в бочки. Незадолго до события скорость подачи жидких отходов в экструдер была снижена до гораздо более низкой скорости, чем обычно. Было исследовано множество предположений, связанных с этим снижением скорости подачи. Был сделан вывод, что основной причиной пожара был физический нагрев из-за чрезмерного накопления и обогащения соли внутри экструдера, что само по себе было вызвано низкой скоростью подачи. Этот механизм приводил к повышению температуры битумизированного продукта. Температура битумизированного продукта, заполненного в бочках, постепенно повышалась, что инициировало бурную реакцию между нитратом натрия/нитритом и битумом и привело к самовозгоранию. Недостаточное количество воды на тушение привело к выделению легковоспламеняющихся газов из нагретого битумизированного продукта в атмосферу с низким содержанием кислорода. Горючие газы не могли быть выведены из-за засорения фильтров. Система вентиляции камеры, все еще работающая, постепенно подавала воздух, и предварительно смешанные газы воспламенялись в результате другого самовозгорания. Непосредственной причиной стало снижение скорости подачи, что доказывает важность понимания поведения оборудования во многих возможных условиях. Химический нагрев не был признан причиной этого инцидента, но химическая реакционная способность битумизированного продукта должна была быть хорошо изучена и контролироваться.

Событию присвоен 3 уровень по шкале INES (серьезный инцидент). BDF был закрыт после этого события.

Воздействие, вызванное радиоактивностью, выделившейся в результате инцидента, не было значительным. Однако инцидент оказал влияние на общество, что привело к проведению PNC оценки безопасности TRP. Эта деятельность заняла почти один год и включала оценку системы предотвращения инцидентов и смягчения их последствий, а также анализ проектных данных для обеспечения безопасности при критичности, экранирования. Радиоактивный запас различных частей установки (режущая подача, растворитель, сосуды и процессы и т.д., в шлам, отходы, продукты, концентрированные жидкости и восстановленные жидкости и т.д.) был повторно оценен с использованием демонстрационных установок или скорости переноса элементов на основе экспериментальных данных и / или консервативных предположений. В ходе оценки все потенциальные опасности и предполагаемые несчастные случаи были устранены с применением методов HAZOP и FMEA (анализ видов и последствий отказов), была оценена безопасность проекта каждого процесса, и безопасность TRP была подтверждена несколькими усовершенствованиями оборудования и пересмотром руководств по эксплуатации.

### Пожар на газодиффузионном заводе в Портсмуте, 9 декабря 1998 года

Портсмутский газодиффузионный завод, эксплуатируемый Lockheed Martin Utility Services для USEC, находился примерно в 3,2 километрах к востоку от Пайктона, штат Огайо.

9 декабря 1998 года персонал наблюдал ряд аномальных состояний, связанных с каскадом боковой продувки, ячейка 25-7-2. Немедленная реакция персонала на ненормальные условия не привела к восстановлению нормальной работы, и внутри каскада либо началась, либо распространилась экзотермическая реакция. Экзотермическая реакция продолжалась до тех пор, пока не было выделено достаточно тепла, чтобы вызвать отказ системы охлаждения ячейки 25-7-2, инициируя вторую экзотермическую реакцию. Последующее повышение температуры и давления в каскаде боковой продувки привело к:

- созданию отверстий на границе каскада технологического газа ячейки 25-7-2;
- автоматическому отключению каскада боковой продувки;
- активации части автоматической спринклерной системы пожаротушения здания X-326;
- экстренному реагированию и примерно 2 часам тушения пожара силами пожарной службы на месте;
- проблемам, связанным с дальнейшей эксплуатацией оставшейся части каскада технологических газов.

Радиологические и химические последствия происшествия для персонала завода были незначительными и вполне соответствовали применимым требованиям Комиссии по ядерному регулированию США. Население не испытало никаких поддающихся измерению радиологических или химических последствий этого события.

Значительный ущерб от пожара, нанесенный оборудованию ячейки 25-7-2, затруднил определение первопричины. Большая часть оборудования была повреждена до такой степени, что доказательства, необходимые для определения первопричины, были уничтожены. Расследование, проведенное оператором, выявило два возможных начальных события: физический отказ рабочего колеса компрессора или химическое отложение, вызванное утечкой влажного воздуха в оборудование. В любом случае механическое трение внутри оборудования каскада технологического газа генерирует достаточное количество устойчивого чтобы начать экзотермическую реакцию между алюминиевыми компонентами компрессора и технологическим газом (гексафторидом урана). На основании анализа некоторых компонентов ячейки 25-7-2, удаленных после пожара, предполагалось, что экзотермическая реакция была инициирована в компрессоре 2-й ступени и распространилась через оборудование ячейки на компрессор 4-й ступени. В компрессоре ступени 4 реакция, как полагали, была усилена входными газами, полученными из остальной части каскада, что привело к повышению температуры внутреннего каскада технологических газов до тех пор, пока не произошел сбой на границе системы хладагента с фреоном. Повышенное давление, вызванное введением фреона из системы охлаждения и второй экзотермической реакцией между горячим металлом и фреоном, считалось последним событием, произошедшим до того, как были прожжены отверстия на границе каскада технологических газов.

Первоначальные компенсационные и корректирующие меры, принятые персоналом завода в результате пожара, включали:

- административный контроль, предотвращающий перезапуск каскада боковой продувки и некоторых других операций установки до завершения оценки первопричины пожара;
- немедленный ручной мониторинг вибрации других центробежных компрессоров для поиска другого нестабильного оборудования;
- перекрытие отверстий, образовавшихся в трубопроводах технологического газа и оборудовании камеры 25-7-2 в результате пожара;
- разработка пересмотренной основы безопасности по ядерной критичности для ячейки 25-7-2;
- промежуточное обучение операторов и менеджеров каскада урокам, извлеченным из операций в ходе мероприятия;
- промежуточное обучение пожарных и руководства по рискам безопасности и надлежащим методам пожаротушения при пожаре, сопровождающемся дырами в оборудовании каскада технологических газов.

Долгосрочные корректирующие действия включают следующее: добавление контроля температуры технологического газа, добавление сигнализации и автоматического отключения компрессоров боковой продувки при высокой температуре технологического газа в компрессоре, улучшение процесса оценки и реагирования на вибрации компонентов каскада, а также завершение процедур реагирования оператора на другие прекурсоры горячего металла реакция.

### Утечка радиоактивного материала, загрязнение

Инцидент на заводе по очистке воды бассейнов в Ла Аге, 2 сентября 1977 года

Инцидент произошел во время процесса очистки фильтра контура двойной фильтрации на установке очистки воды бассейнов-хранилищ топлива в Ла Аг. Большой поток воды от неплотно закрытого выпускного крана короткого контура попал в емкость с отложениями, образующимися при очистке фильтра. Эта емкость была быстро заполнена и переполнилась до того, как были предприняты какиелибо оперативные меры.

Этот инцидент, вызванный дефектным вентилем, привел к значительному загрязнению почвы. Максимальный уровень мощности дозы составил 0,01 Гр/час на расстоянии одного метра от грунта.

Профилактические меры, предпринятые после инцидента, включали проверку всех запорных вентилей и установку систем управления, автоматически закрывающих

сливные вентили, когда смывные воды достигают верхнего уровня емкости.

Инцидент на заводе по кондиционированию и хранению плутония в Ла Аг, 26 ноября 1977

Этот инцидент с загрязнением произошел 26 ноября 1977 г. на заводе по кондиционированию ихранению плутония в Ла Аг. Сильфонное соединение перчаток для работы с плутонием отсоединилось отодного из с двоенных боксов, используемых для кондиционирования диоксида плутония. Этот инцидент привел к быстрому поступлению воздуха в перчаточные боксы, так что в течение нескольких секунд в перчаточных боксах не было пониженного давления. Система регулирования давления была слишком медленной, чтобы предотвратить этот рост давления. В одном из этих двух боксов на короткое время было даже обнаружено избыточное давление. Непредвиденная разгерметизация одного бокса, таким образом, вызвала загрязнение воздуха, равное 2000 МДК-час (Максимальная Допустимая Концентрация) в помещении. Во время этого инцидента никто не пострадал.

После этого инцидента была проведена научно-исследовательская программа, направленная на:

- улучшение качества эластомера, из которого выполнено сильфонное соединение, а также на механическую и термическую защиту этих сильфонов;
- уменьшение инерционности системы регулирования давления с целью улучшения отклика на любое внезапное изменение давления.

Инциденты в здании высокоактивных оксидов на заводе по переработке отработавшего топлива в Ла Аг, 1978 год

На заводе по переработке топлива в Ла Аг произошло также два других инцидента, оба произошли в здании высокоактивных оксидов.

Первый инцидент 3 февраля 1978 г. произошел в контуре отбора проб, связанном с технологической емкостью для высокоактивных материалов. Этот контур включал систему эрлифта, который подавал раствор от емкости до аппарата, из которого производился отбор проб, далее направляемых в лабораторию. Нижний конец трубы эрлифта должен быть всегда прогружен в неудаляемый объем жидкой фазы на дне емкости. Система эрлифта была случайно оставлена в работающем состоянии; в результате воздушный поток, созданный системой, захватил радиоактивные аэрозоли в верхнем контуре, которые прошли через оросительную колонну и фильтр.

Последствием этого инцидента стало значительное загрязнение контура отходящих газов, обычно защищенного колонной и фильтром, что привело к высокому уровню излучения, но, к счастью, низкой дозе облучения персонала. Причины этого инцидента, вероятно, заключатся в ошибочных проектных решений и/или дефектах при монтаже оборудования, что позволило уровню жидкости упасть ниже среза трубы, и к недостаточной координации действий между персоналом лаборатории и операторами завода при отборе проб. Профилактические меры,

принятые после этого инцидента, включали пересмотр правил технической эксплуатации систем эрлифта.

Второй инцидент произошел 10 мая 1978 г. Он заключался в утечке через вентиль, закрытый свинцовой защитой, который стоял на технологической линии растворов от завода по химическому удалению оболочек с облученного топлива. По неизвестным причинам аварийная сигнализация, связанная с расходомером, не сработала. Приблизительно 2 м³ активной жидкости просочилось через защиту и разлилось по дну камеры. Другой радиационный детектор подал сигнал тревоги слишком поздно.

Причина утечки была связана с неплотно затянутыми фланцами вентиля; в последующем была выполнена дистанционная герметизация соединений, но требовалась очень тщательная дезактивация. Запланировано совершенствование этих элементов оборудования, которое включает упрощение системы трубопроводов и снижение количества вентилей.

Протечка радиоактивной жидкости в грунт в Селлафилде, 15 марта 1979 года

Непредвиденное радиоактивное загрязнение было обнаружено при проведении гидрогеологических наблюдений по исследованию грунтовых вод на площадке, которые были начаты BNFL в 1978 г. После случая утечки из хранилища ВЗ8. Сообщение об этой утечке было опубликовано в феврале 1980 г. Анализ проб воды показал наличие короткоживущих продуктов деления ниже поверхности земли, что указывало на недавнюю утечку радиоактивности.

Дополнительные измерения в пробах воды, взятых из новых наблюдательных скважин, подтвердили, что источником загрязнения было здание В701, а видеосъемки показали наличие жидкости вплоть до уровня в 10-15 см ниже верха металлической оболочки сооружения.

Исследование показало, что при правильно установленных отбойниках радиоактивная жидкость могла выплескиваться в емкость выдержки («старения») отходов завода по подготовке отходов к сбросу («Завод по экспорту»). Эта емкость затем переполнилась, и жидкая фаза перелилась в сборник протечек (зумпф). Поскольку не были выполнены правила техники эксплуатации по опорожнению этого сборника, включая требование контроля уровня в сборнике протечек, радиоактивная жидкость, в конечном итоге, заполнила сборник и перелилась в облицованную металлом подвальную часть здания В701.

Радиоактивная жидкость протекла через повреждения в металлической облицовке и затем просочилась в грунт на уровне фундамента здания, около четырех метров ниже поверхности земли. По оценкам, за нескольких лет вытекло более 3,7 ПБк (100 000 Ки) активности.

Результатом утечки стало загрязнение слоя грунта толщиной около одного метра

и на глубине от трех метров. Максимальный уровень излучения, измеренный с использованием зондов, погружаемых в землю, составил почти 6 Гр/час на глубине от четырех до пяти метров. При этом наличие покрывающего слоя незагрязненного грунта, означает, что на поверхности земли излучение не существенно и поэтому не представляет никакой опасности для персонала или населения.

Загрязнение берега моря в Селлафилде, 10 ноября 1983 года

Завод по переработке (здание B205) был остановлен 30 октября 1983 г. для проведения ежегодного техобслуживания. Оно включало, помимо других работ, освобождение и отмывку установки в соответствии с письменными правилами техники эксплуатации. Образовавшиеся растворы были собраны в несколько емкостей предприятия с целью последующей передачи в зависимости от активности содержимого в другие емкости, находящихся в других зданиях.

10 ноября одна из емкостей завода B205 для сбора промывных вод, а именно емкость завода В (НАРWВ), содержала радиоактивный водный раствор с легким радиоактивным экстрагентом, плавающим на поверхности водной фазы, и слой высокоактивной грязи («медузы») на межфазной границе этих двух жидких фаз.

Два анализа жидкой фазы со дна емкости HAPWB, показали, что она содержала менее 370 ТБк бета-активности в водном растворе, поэтому была начата передача раствора в емкости на берегу моря, где она должна была храниться с целью последующего сброса в море, что было согласовано с администрацией предприятия. К сожалению, из-за несогласованности в передаче информации между сменами, считалось, что емкость содержит только водный раствор. Поэтому не были выполнены инструкции по удержанию в емкости плавающего слоя органики и буферного водного слоя при перекачке активности в емкости на берегу моря, начатой около 21:15 часов 10 ноября.

Передача проходила в нормальном режиме примерно до 00:45 часов 11 ноября, когда сработали сигнализаторы гамма-излучения на передаточном трубопроводе, и передача была прекращена. Высокий уровень излучения на трубопроводе был снижен путем промывки водой с ее сбросом в береговую емкость.

После этой передачи было обнаружено, что береговая емкость № 1 содержит приблизительно 166,5 ТБк бета-активности, содержащейся главным образом в тонком слое органики и в слое грязи, плавающих на поверхности намного менее активной водной фазы. Несмотря на временно существовавшие высокие уровни излучения на поверхности трубопровода, никто не получил существенной дозы облучения. Но осталась, однако, повышенная мощность дозы, составляющая приблизительно 0,05 мЗв/час, вокруг емкости № 1, что привело к превышению предела мощности дозы 7,5 мкЗв/час в районе ближней границы зоны контроля, что потребовало временного расширения границы зоны.

Было решено сбросить большую часть водной фазы из береговой емкости

№ 1 в море, а затем передать гораздо меньшее количество оставшейся водной фазы, экстрагента и межфазной грязи по аварийной линии 5/7,5 см обратно в емкость В211. Все это было должным образом выполнено и в результате приблизительно 0,2 ТБк бета-активности было сброшено в море.

Затем была осуществлена передача оставшейся части жидкости, что включало ее перекачивание по нормальным 25,4 см трубопроводам на некоторое расстояние к линии сброса в море, а затем по 5/7,5 см возвратной линии в емкость В211. После передачи трубопровод был промыт со сбросом в В211, но уровни излучения на 25,4 см трубопроводе остались высокими и составили около 20 мЗв/ч. Было решено, что это связано с низкой скоростью потока воды при прокачивании через 5/7,5 см линию (приблизительно 4,5 м³ в час), поэтому было решено, что эта скорость недостаточна, чтобы смыть оставшуюся грязь и экстрагент из 25,4 см трубопровода.

Было решено смыть этот материал со сбросом в море путем разгрузки береговой емкости (при нормальном расходе приблизительно 400 м³ в час) через 25,4 см трубопровод и осуществить сброс от емкости №1 по старой подводной линии. Это было осуществлено ранним утром в воскресенье, 13 ноября. Таким образом удалось снизить уровни излучения, показываемые монитором гамма-излучения трубопровода до, приблизительно, 6 мЗв/ч. В ходе промывки уровень излучения на вентиле сброса в море превысил 0,05 Зв/ч, но быстрая эвакуация предотвратила переоблучение находящихся там работников.

По причинам, так окончательно и не понятым, уровень излучения на трубопроводе несколько раз повышался до уровня в несколько мЗв/ч, и для его снижения в этот день были проведены дальнейшие промывки, последняя приблизительно, в 8 часов вечера.

Еще одна промывка трубопровода была выполнена поздно вечером в среду 16 ноября после того, как уровень гамма-излучения на трубопроводе повысился до нескольких мЗв/ч. Эта операция снизила уровень излучения до приблизительно 4 мЗв/ч.

В пятницу 18 ноября на поверхности моря была замечена пленка растворителя, но, прежде чем она могла быть разрушена с помощью детергента, ветер изменил направление, подул в сторону берега, и в субботу 19 ноября пленка осела на небольшом по длине участке побережья, прилегающем к площадке.

Общее количество активности, попавшей в море, составило  $5,9 \cdot 10^{13}$  Бк ( $1600 \, \text{Ku}$ ), включая  $4,5 \cdot 10^{13}$  Бк ( $1214 \, \text{Ku}$ ) рутения-106. Максимальные уровни излучения составили  $270 \, \text{м3в/ч}$  от высохшего органического материала, осевшего на берегу. Большое число измерений показало мощность дозы  $> 0,1 \, \text{мГр/ч}$ . Доступ к побережью был временно закрыт.

Выброс порошка урана из конверсионной печи в систему скруббера, Asea Atom, Vasteras, Швеция, 11 января 1989 год

Инцидент начался в печи восстановления, когда отказал клапан в пневматической системе очистки фильтра; а вследствие повышения давления открылся предохранительный клапан. Предохранительный клапан не встал обратно на место, в то время как подача газа в печь не прекращалась. Это привело к тому, что в течение часа около 200 кг урана 3-процентного обогащения вместе с печными газами попали в систему скруббера и далее в емкости для хранения через два 1 мкм фильтра, оба из которых были неисправны.

При поступлении сигнала тревоги о превышении уровня пульпы резервуар хранения был освобожден в три приема в нормальном режиме в пределах четырех часов. После последнего опорожнения сигнал тревоги не был отключен, что привело к тому, что через час на пол полился раствор (в соответствии с проектом). Основные выводы из этого события и последующего расследования заключались в том, что установленная система безопасности функционировала в соответствии с проектом, и что подобные примеры ненадежной работы оборудования предприятия произошли главным образом вследствие недостатков системы обеспечения качества.

В свете полученных уроков наиболее значимыми выводами являются следующие:

- хотя система обеспечение качества, без сомнения, является чрезвычайно важной, требуется особое внимание при ее применении в отношении безопасности:
- существенным аспектом для обеспечения эффективной и надежной работы оборудования является хорошая подготовка оператора по выполнению Программы обеспечения качества в области безопасности;
- тщательный анализ аспектов ядерной безопасности этого инцидента не указал на необходимость пересмотра выданных разрешений (возникновение двух отказов, каждый из которых имеет низкую частоту возникновения, и является независимым друг от друга, не приведет к критичности).

Внутреннее облучение рабочих на заводе по переработке Токай, 27 декабря 1993 года

Четверо рабочих подверглись внутреннему облучению во время замены фильтрующего элемента вакуумного фильтра, установленного в системе отбора проб, подключенной к резервуару для приема плутония в процессе переработки на заводе по переработке Токай 27 декабря 1993 года. На момент инцидента эксплуатация завода была остановлена для проведения планового технического обслуживания с 5 декабря 1993 года. Причиной внутреннего облучения стало то, что четверо рабочих вдохнули частицы плутония, рассеянные из фильтрующего элемента в помещении для распределения вакуума. Полы вакуумного распределительного помещения и последующей зоны шлюза были загрязнены. Результаты биологического анализа, проведенного 11 января 1994 года, показали, что максимальное предполагаемое внутреннее облучение за 50 лет составило 90 мЗв в эквиваленте эффективной дозы и 1 700 м³ в эквиваленте дозы в тканях для одного из четырех работников. Оба эквивалента дозы превысили установленный

законом предел дозы (50 м³ в/год и 500 м³ в/год соответственно).

В результате расследования выяснилось, что основной причиной было в основном нарушение правил, касающихся рабочих процедур.

Согласно процедуре планирования задач, при замене фильтрующего элемента вакуумного фильтра, установленного в помещении для распределения вакуума, рабочие должны запечатать снятый фильтрующий элемент в несколько виниловых пакетов. Однако вместо этого был использован виниловый лист, что привело к их недостаточной герметизации.

Кроме того, транспортировка неудовлетворительно упакованного фильтрующего элемента из вакуумной распределительной камеры и вторая упаковка этого фильтрующего элемента в зоне воздушного шлюза привели к распространению частиц плутония из-за неудовлетворительной защитной оболочки.

Процедура планирования требует, чтобы обследования загрязнения проводились «через соответствующие промежутки времени». Однако фраза «через соответствующие промежутки времени» для подтверждения уровня загрязнения на каждом этапе выполнения задачи не была должным образом принята во внимание.

Внутреннее облучение основных работников В и D, которые были заняты заменой фильтрующего элемента, произошло в результате воздействия загрязненного воздуха из-за рассеивания частиц плутония из фильтрующего элемента, когда рабочие были заняты обертыванием этого элемента виниловым листом в вакуумной камере.

Внутреннее облучение помощника рабочего С и руководителя группы А произошло, когда они были заняты второй упаковкой неудовлетворительно упакованного фильтрующего элемента в зоне воздушного шлюза.

Внутреннее облучение руководителя группы А было вызвано тем фактом, что он должен был осуществлять мониторинг безопасности только в том месте, которое обычно не подвергается загрязнению, и поэтому не носил маску для лица. Несмотря на эти условия, он упаковывал фильтрующий элемент во вторую упаковку. Впоследствии он подвергся воздействию загрязненного воздуха.

Меры по предотвращению повторения заключались в следующем:

- Для обеспечения еще большей защиты от рассеивания радиоактивных материалов при замене фильтрующего элемента следует использовать систему защитной оболочки, такую как система пакет в пакете. Это обеспечит безопасную изоляцию. Руководство должно быть пересмотрено в соответствии с заменой системы защитной оболочки и должно быть улучшено для уточнения важных моментов и обеспечения обследования загрязнения.
- Руководства, касающиеся работы с незапечатанными плутониевыми материалами, должны быть пересмотрены для предотвращения возникновения

подобных инцидентов.

- Кроме того, необходимо провести инструктаж по технике безопасности, чтобы убедиться в соблюдении пересмотренных указаний руководства.
- Для улучшения предварительной оценки любых возможных непредвиденных обстоятельств должен быть разработан контрольный перечень вопросов радиационной безопасности.
- Технические характеристики установки должны содержать политику разработки рабочих процедур установки, строгое соблюдение которых требуется.

## Нарушение энергоснабжения

Нарушение электроснабжения в Ла Аг, 15 апреля 1980 года

Во вторник 15 апреля 1980 г. в 8:45 утра завод по переработке компании COGEMA в Ла Аг работал в нормальном режиме, когда короткое замыкание в электрическом кабеле, идущем от подстанции среднего напряжения (15 кВ), вызвало пожар, который, по существу, разрушил распределительный щит электроснабжения завода; это короткое замыкание также вывело из строя один из двух 90кВ/15 кВ трансформаторов, которые передавали электроэнергию на завод от сети Electricite de France (EDF). Этот пожар привел к невозможности использования внутренних источников питания, находящихся на территории площадки, которые состояли из четырех групп стационарных генераторов, каждый из которых имел мощность около 2 MVA, т.к. щит управления для них был также выведен из строя. Уязвимые установки, к которым относятся хранилища продуктов деления (отходов) и отделение кондиционирования оксида плутония, были за ~30 минут по очереди подключены к передвижным генераторным установкам, предусмотренным в качестве резервных для таких случаев. Эти меры являются частью аварийного плана для промплощадки в случае нарушения нормального внешнего и внутреннего электроснабжения. Контролируемые зоны были эвакуированы, чтобы предотвратить малейший риск загрязнения персонала, связанный с прекращением работы системы вентиляции. Приказ об эвакуации поступил по внутренней телефонной связи площадки, работаю щей от батарейаккумуляторов. В течение двух часов пожар был полностью потушен пожарной командой предприятия. Подача электроэнергии на завод от нормальной 90кВ линии EDF через неповрежденные трансформаторы была восстановлена в тот же день с помощью специального подключения. Чтобы завершить операции по обработке, которые не прекращались во время аварии, были использованы некоторые дополнительные передвижные генераторы.

Авария и последующая эвакуация из контролируемых зон не привели к какомулибо ущербу для здоровья технического персонала и персонала, занятого техническим обслуживанием и ремонтом.

Систематический отбор проб воздуха, проводившийся каждые несколько часов, не показал никакого общего загрязнения зданий, за исключением небольшой активности в воздухе в одном из помещений одного из зданий. Загрязнение исчезло, как только система вентиляции была опять запущена. При дезактивации

соответствующее поверхностное загрязнение было удалено в течение одного дня - 17 апреля. Пробы воздуха также показали, что не произошло какого-либо выброса радиоактивности через трубы завода.

21 апреля 1980 г. подача электроэнергии завода была восстановлена следующим способом:

- электропитание для нормальной эксплуатации завода обеспечивалось от 90 кВ сети EDF с помощью временного подключения;
- первая подача электроэнергии в условиях аварии обеспечивалась от нескольких стационарных генераторов, способных обеспечить электроэнергией, необходимой для обеспечения безопасности установок;
- вторая подача электроэнергии в чрезвычайных условиях обеспечивалась с помощью нескольких передвижных генераторов и за счет подключения через временную линию к 15 кВ линии EDF.
- В этих условиях и после проведения инспекции системы регулирующим органом было выдано разрешение на возобновление работ 22 апреля 1980 г.