

МЕЖДУНАРОДНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

ИЗДАНИЯ МАГАТЭ

БЕЗОПАСНОЕ ОБРАЩЕНИЕ С ИСТОЧНИКАМИ РАДИАЦИИ: ПРИНЦИПЫ И СТРАТЕГИЯ INSAG-11

The safe management of sources of radiation: principles and strategies - INSAG-11.-
Ed. International Atomic Energy Agency, International Nuclear Safety Advisory Group, 1999, Vienna, Austria

Содержание

1. Введение
2. Риск и управление риском
 - 2.1 Риск и понимание риска
 - 2.2 Радиационный риск
3. Управление радиационным риском
 - 3.1 Общие соображения по безопасности и защите
 - 3.2 Границы безопасности
 - 3.3 Специфика стратегии
 - 3.4 Критерии выбора стратегии
4. Обращение с источниками радиации
 - 4.1 Применение радиационных источников в промышленности
 - 4.2 Применение радиационных источников в медицине
 - 4.3 Радиоактивные отходы
 - 4.4 Ядерные установки
5. Заключительные выводы

ОТВЕЧАЮТ ЛИ ПРОЕКТЫ НОВОГО РЕАКТОРА ТРЕБОВАНИЯМ ЗАКАЗЧИКА?

Bertel E. Are new reactor designs matching customer's requirements?
NEA Newsletter, 1999, vol. 17, № 2, p. 4-7

Хотя в настоящее время атомными станциями поставляется почти четверть электроэнергии, потребляемой странами-членами Организации Экономического Сотрудничества и Развития (ОЭСР), стагнация ядерных программ в большинстве из них может привести к уменьшению роли атомной электроэнергетики в начале XXI столетия. Эта тенденция может повлиять, с одной стороны, на способность разработчиков новых реакторов точнее воспринимать будущие требования предприятий и инвесторов к новым станциям, а с другой, на уточнение долгосрочных целей развития.

Для рассмотрения этих вопросов Ядерное Энергетическое Агентство (NEA) при ОЭСР провело специальную сессию, посвященную требованиям энергопредприятий на предстоящие 20 лет и их сопоставлению с проектными характеристиками разрабатываемых новых реакторов.

В странах ОЭСР эксплуатируются более 300 ядерных блоков, но в стадии строительства находятся только 11, составляющих лишь 5% установленной мощности. Атомные электростанции имеются в 16 странах, но только три из них ведут строительство новых блоков и три страны планируют заказы и строительство новых блоков к 2010 г. Причины стагнации ядерных программ включают ограничение потребности в дополнительных мощностях для покрытия базовой нагрузки в большинстве стран ОЭСР, как и высокие капитальные затраты для строительства АС, что понижает уровень их конкурентоспособности по сравнению, например, с электростанциями на газе. Одной из причин является нехватка современных проектов под новые заказы. Более того, сравнение требований энергопредприятий с имеющимися проектными решениями показывает, как много препятствий надо преодолеть, чтобы повысить привлекательность ядерной энергетики при существующих экономических и социальных условиях.

Отказ от регулирования рынка электроэнергии, приватизация сектора электроэнергетики - суть основные тенденции развития стран ОЭСР, и они вынуждают предприятия во главу угла ставить конкурентоспособность и быстрый возврат капиталовложений. С другой стороны, следует придерживаться объявленных целей развития, хотя они еще не вполне согласованы их разработчиками в международном масштабе с помощью экономических инструментов (т.е. налогов, субсидий) и/или

регулирующих средств (т.е. норм и стандартов). Поэтому предприятия сосредотачивают внимание на действующих нормах охраны здоровья и окружающей среды (на выбросах окислов серы и азота), меньше интересуясь смягчением последствий этих выбросов (климатическими изменениями).

Существенно, что энергетические предприятия и инвесторы используют специфические государственные и/или фирменные критерии оценки и выбора технологий производства электроэнергии. Однако основные требования владельцев энергопредприятий и эксплуатационников по существу сходны независимо от страны, где они применяются. В большинстве стран энергетические предприятия или группы предприятий сами формулируют требования, служащие руководством для разработчиков. Требования предприятия охватывают обширный опыт, накопленный существующими станциями, и результаты НИОКР, например, новые системы безопасности. Общие цели, сформулированные в требованиях энергетических предприятий, включают высокую готовность, простоту эксплуатации, конкурентоспособность и соответствие строгим международно признанным критериям безопасности.

Капитальные затраты, время строительства и общая стоимость вырабатываемой электроэнергии - ключевые параметры; кроме них, для предприятий важен финансовый риск, особенно если они находятся в частной собственности или работают в условиях нерегулируемого рынка.

Капитальные затраты на реакторы по существующим проектам, которые могут быть заказаны сегодня и включены в энергосистемы в 2005-2010 годах, скорее всего будут выше, нежели сопоставимыми с неядерными энергоблоками такой же мощности. В Великобритании, например, капитальные затраты на газотурбинную установку комбинированного цикла составляют около одной четверти стоимости АС аналогичной мощности при учетной ставке 10%. В результате таких высоких капитальных затрат потребуется 25 лет или больше для возврата первоначальных капиталовложений, в то время как тепловой блок на газе полностью себя окупает не более чем за 15 лет. Высокая единичная мощность ядерного энергоблока (как правило, около 1000 MWe) и время его сооружения (от четырех до пяти лет в лучшем случае) не очень привлекательны по сравнению с модульными газотурбинными блоками по 250 MWe, которые могут быть построены менее чем за три года. Эксплуатация и обслуживание газотурбинных блоков также дешевле, чем атомных. При существующих ценах на газ в новых проектах ядерных энергоблоков следует уменьшить капитальные затраты на 50% или даже еще больше, чтобы сделать их экономически привлекательными.

Для предприятий, кроме экономических факторов, здесь присутствуют иные соображения, касающиеся нового инвестирования. Их нежелание рисковать ведет к тому, что предприятия избегают новых технологий, которые в принципе более подвержены отказам и могут приводить к существенному росту затрат. Поэтому компании предпочитают инвестиции надежных АС, в основе которых лежат опробованные проекты, стандартизованные и получившие лицензии в нескольких странах; тогда затраты на развитие могут быть частично разделены с другими участниками, технологический риск снижен за счет отработки прототипов и примененных ранее экономических схем.

Также все время возрастает значение эксплуатационной гибкости. Когда несколько крупных потребителей испытывают потребность в дополнительной энергии в базовом режиме, энергокомпаниям требуются станции, способные гибко отслеживать нагрузку. И хотя установки малой мощности имеют некоторые преимущества по своей способности приспосабливаться к нагрузке, кольцевание энергосистем между соседними странами может составить основу для сооружения крупных и средних ядерных блоков даже в тех случаях, когда отдельные национальные энергосистемы ограничены по своей пропускной способности.

Новые проекты

Проектировщики осведомлены о требованиях предприятий и активно работают над концепцией реактора и топливного цикла, отвечающим этим требованиям. Разработка проектов, как правило, предусматривает два направления: эволюцию и пересмотр концепции; последнее требует существенных усилий, чтобы довести проект до стадии коммерческой осуществимости. С учетом экономической конъюнктуры и промышленной политики большинство проектировщиков склоняются к эволюционному варианту, который опробован, надежен и связан с низким техническим и финансовым риском. Эволюционные проекты включают крупные блоки (от 1000 до 1500 MWe и более) и блоки средней мощности (около 600 MWe).

Усовершенствованный реактор с кипящей водой (ABWR), совместно разработанный Японией и США, оснащен системой повышенной безопасности, усовершенствованными КИП и системой управления. Проект этого реактора мощностью 1356 MWe апробирован,

отвечает требованиям Электроэнергетического института (EPRI) и сертифицирован NRC. Более того, несколько таких энергоблоков уже построено в Японии, где они оказались вполне конкурентоспособными по отношению к другим. Другой усовершенствованный реактор с кипящей водой (так называемый BWR 90+ мощностью 1500 MWe), разработанный в Швеции, представляет собой эволюционное развитие реакторов типа BWR, эксплуатирующихся в Финляндии и Швеции. Этот новый проект с расширенными пределами безопасности имеет усовершенствованную систему управления и систему локализации тяжелых аварий.

Европейский реактор с водой под давлением (EPR), разработанный фирмой Nuclear Power International (NPI), создан с учетом передового опыта лучших эксплуатирующихся АС Франции и Германии на основе последних стандартных PWR (французского P4 и германского Konvoi).

EPR спроектирован в соответствии с требованиями безопасности европейских энергопредприятий, общими для государственных ведомств Франции и Германии. В проекте заложены прежде всего хорошо опробованные активные системы, обеспечивающие высокую степень безопасности и дополненные эффективными средствами смягчения последствий тяжелых аварий. И хотя его мощность весьма велика (1750 MWe), она сопоставима с размерами сетей и потребностями в электроэнергии Франции, Германии и других стран Западной Европы и позволяет операторам извлекать преимущества именно в условиях масштабной экономики.

Система 80+ представляет собой разработанный фирмой ABB Combustion Engineering реактор PWR-1350 MWe, отвечающий требованиям EPRI и сертифицированный NRC в 1997 году. В него также заложены хорошо зарекомендовавшие себя активные системы безопасности и системы локализации тяжелых аварий.

Проект реактора AP 600 фирмы Westinghouse разработан в соответствии с требованиями EPRI и получил окончательное одобрение NRC в 1998 году. В проект заложены новые технические решения - пассивная система охлаждения активной зоны и пассивная система охлаждения контейнента; последняя очень хорошо зарекомендовала себя на испытаниях, как и система удержания внутри корпуса расплавленной активной зоны.

В Южной Корее реактор нового поколения (KNGR) представляет собой PWR, 1350 MWe, созданный на основе реакторов стандартных АС, находящихся в эксплуатации. В проект внесен ряд усовершенствований, направленных на упрощение конструкции, повышение надежности (90% готовности) и уровня безопасности, сокращение сроков строительства, снижение затрат и продление срока жизни реактора (60 лет).

В Канаде реактор CANDU 9 мощностью 935 MWe создан на основе опыта эксплуатации существующих реакторов с учетом требований повышения безопасности и снижения стоимости строительства.

В Южной Африке продолжаются исследования по разработке относительно маломощного высокотемпературного газоохлаждаемого реактора, который затем может послужить основой для создания более крупного. Проектировщики исходят из предположения, что требования безопасности могут быть значительно понижены, следовательно можно обходиться без контейнента и не требуется постоянное присутствие персонала на площадке. Если эти предположения будут подтверждены анализом безопасности на международном уровне, они могут составить весьма привлекательную альтернативу для ЮАР и других стран с ограниченными размерами электрических сетей.

ВЫВОД АЭС ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РОССИИ: НОРМЫ, ПЛАНИРОВАНИЕ И КОНЦЕПЦИИ

Riegg G. Decommissioning in the Russian Federation: rules, planning and concepts.- Nuclear Engineering International, 1999, № 11, p. 27-29

В рамках проекта TACIS рабочей группой фирмы TUV Energy Consult совместно с рабочей группой НТЦ ЯРБ и Госатомнадзором России была разработана стратегия регулирования при выводе АЭС из эксплуатации. В России эксплуатируются 29 блоков, 4 блока остановлены - 1 и 2 на Нововоронежской АЭС, 1 и 2 на Белоярской АЭС (см. таблицу).

Плановый график вывода блоков АЭС из эксплуатации на 1999 г.

№	АЭС, блок	Тип реактора	Установленная мощность, МВт _э	Год ввода в эксплуатацию	Год вывода из эксплуатации	Оставшееся плановое время эксплуатации, год
1	2	3	4	5	6	7

1.	Белоярская 1	АМБ	100	1964	1983	-
2.	Нововоронежская 1	ВВЭР	210	1964	1984	-
3.	Белоярская 2	АМБ	200	1967	1989	-
4.	Нововоронежская 2	ВВЭР	365	1969	1990	-
5.	Нововоронежская 3	ВВЭР	440	1971	2001	2
6.	Нововоронежская 4	ВВЭР	440	1972	2002	3
7.	Кольская 1	ВВЭР	440	1973	2003	4
8.	Ленинградская 1	РБМК	1000	1973	2003	4
9.	Билибинская 1	ЭГП	12	1974	2004	5
10.	Билибинская 2	ЭГП	12	1974	2004	5
11.	Кольская 2	ВВЭР	440	1974	2004	5
12.	Билибинская 3	ЭГП	12	1975	2005	6
13.	Ленинградская 2	РБМК	1000	1975	2005	6
14.	Билибинская 4	ЭГП	12	1976	2006	7
15.	Курская 1	РБМК	1000	1976	2006	7
16.	Ленинградская 3	РБМК	1000	1979	2009	10
17.	Курская 2	РБМК	1000	1979	2009	10
18.	Нововоронежская 5	ВВЭР	1000	1980	2010	11

Продолжение табл.

1	2	3	4	5	6	7
19.	Белоярская 3	БН	600	1980	2010	11
20.	Кольская 3	ВВЭР	440	1981	2011	12
21.	Ленинградская 4	РБМК	1000	1981	2011	12
22.	Смоленская 1	РБМК	1000	1982	2012	13
23.	Курская 3	РБМК	1000	1983	2013	14
24.	Кольская 4	ВВЭР	440	1984	2014	15
25.	Калининская 1	ВВЭР	1000	1984	2014	15
26.	Балаковская 1	ВВЭР	1000	1985	2015	16
27.	Смоленская 2	РБМК	1000	1985	2015	16
28.	Курская 4	РБМК	1000	1985	2015	16
29.	Калининская 2	ВВЭР	1000	1986	2016	17
30.	Балаковская 2	ВВЭР	1000	1987	2017	18
31.	Балаковская 3	ВВЭР	1000	1988	2018	19
32.	Смоленская 3	РБМК	1000	1990	2020	21
33.	Балаковская 4	ВВЭР	1000	1996	2026	27

Девять блоков, исчерпавшие проектный срок эксплуатации, должны быть остановлены до 2005 года. Однако до истечения этого срока эксплуатирующая организация может рассмотреть вопросы о продлении жизни станции и о выводе ее из эксплуатации. При этом наивысшим критерием является безопасность АЭС с учетом социальных и экономических факторов.

Принципиальная концепция вывода АЭС из эксплуатации включает в себя четыре основные стадии, которые, в свою очередь, могут подразделяться на этапы.

Стадия 0: Подготовка к выводу из эксплуатации. Продолжительность - 3-4 года.

- Удаление топливных элементов.
- Реализация проекта вывода из эксплуатации.
- Обеспечение лицензионной документацией.

Стадия 1: Подготовка к безопасному закрытию станции. Продолжительность - 5 лет.

- Демонтаж систем, эксплуатация которых прекращена.

Стадия 2: Безопасное закрытие. Продолжительность - 30-50 лет (также принимается во внимание период в 100 лет).

- Надзор и контроль в течение всего периода безопасного хранения и подготовка к полному демонтажу станции в его последние 5 лет.

Стадия 3: Полный демонтаж. Продолжительность - 5 лет.

- Полное удаление сооружений и конструкций с площадки; если площадка требуется для других целей, то подготовка ее к новому использованию.

В России вывод энергоблока из эксплуатации может быть начат только после удаления из него отработавшего топлива. Необходимо также получение эксплуатирующей организацией лицензии Госатомнадзора России. В то же время должны быть определены требования к обеспечению безопасности в течение всего периода вывода из эксплуатации.

Решение многих сопутствующих вопросов, относящихся к выводу блоков из эксплуатации,- общие требования по управлению эксплуатационными и образующимися в период вывода из эксплуатации радиоактивными отходами (РАО); использование

промежуточных хранилищ и планы окончательного захоронения, а также финансирование вывода из эксплуатации находится на различных стадиях реализации. Новые станции могут представить документы о своей платежеспособности в пределах упомянутого фонда для получения лицензии на вывод из эксплуатации.

Проектный срок эксплуатации реакторов ВВЭР и РБМК-1000 составляет 30 лет, но эксплуатирующие организации проводят интенсивные анализы и испытания по его продлению. Эти исследования, в частности, относятся к определению зависимости хрупкости корпуса ВВЭР от флюенса нейтронов, а также к замене трубопроводов высокого давления РБМК. На примере исследований корпусов ВВЭР на Нововоронежской АЭС показана возможность продления их срока службы до 45 лет.

Четыре реактора первого поколения (блоки АМБ-100 и АМБ-200 на Белоярской АЭС, являющиеся прототипами реакторов РБМК, и два реактора типа ВВЭР на Нововоронежской АЭС) были остановлены несколько лет назад.

Основная проблема вывода из эксплуатации 1 и 2 блоков Белоярской АЭС заключается в обеспечении безопасного хранения отработавшего топлива. В настоящее время оно хранится под водой в бассейнах выдержки, а в будущем планируется создание сухих промежуточных хранилищ вне площадки АЭС. Концепция разработана концерном "Росэнергоатом" в 1995 г., создание транспортных контейнеров для этой цели продолжается. Из-за повреждений топливных элементов, в частности в каналах охлаждения, образовались "просыпи" ядерного топлива внутри активной зоны, которые были локализованы и измерены. В связи с чем должны быть приняты меры по обеспечению безопасности при хранении под наблюдением графитовой кладки активной зоны реактора. Следует проводить систематическую регистрацию уровня активности "просыпей" на обоих блоках станции.

На Нововоронежской АЭС начат частичный демонтаж оборудования в турбинном зале. Вывоз с обоих блоков всего топлива для переработки должен быть завершен в течение года. Эксплуатирующая организация провела обширное исследование радиационной обстановки на станции. Определены системы и компоненты станции, которые более не потребуются в процессе вывода из эксплуатации. Разработана документация для подготовительной фазы безопасного хранения под наблюдением.

В терминах лицензирования перечисленные четыре блока находятся на послеоперационной стадии (стадия 0). Но поскольку из них не выгружено топливо, никаких заявок на выдачу лицензий для проведения дальнейших работ по выводу из эксплуатации еще не подано. Неполнота нормативных документов по выводу АЭС из эксплуатации также является одной из главных причин приостановки дальнейших работ.

Федеральный закон "Об использовании атомной энергии" обязывает эксплуатирующую организацию получать лицензию на все виды деятельности по выводу из эксплуатации. Вывод из эксплуатации каждой отдельной АЭС должен быть одобрен Правительством Российской Федерации.

Этим законом также установлено, что еще в период строительства АЭС вопрос о выводе ее из эксплуатации должен приниматься во внимание. В результате технические нормы и правила для новых АЭС должны предусматривать, например, использование стали с низким содержанием кобальта, имея в виду демонтаж конструкций еще на стадии их возведения. Порядок финансирования работ по выводу из эксплуатации был установлен только в последнее время с помощью специального фонда, в который отчисляется 1,3% затрат заказчика.

Эксплуатирующая организация по крайней мере за 5 лет до истечения проектного срока жизни энергоблока должна представить план вывода его из эксплуатации.

Основные юридические процедуры и процесс лицензирования устанавливаются двумя документами - Положением о лицензировании деятельности в области использования атомной энергии и РД-04-27-97 "Требования к составу и содержанию документов, обосновывающих обеспечение ядерной и радиационной безопасности ядерной установки, пункта хранения, радиационного источника и/или заявленной деятельности". Концерн "Росэнергоатом" как эксплуатирующая организация для получения лицензии на вывод блока АЭС из эксплуатации должен представить следующие документы и отчеты:

- Программу вывода из эксплуатации.
- Отчет по результатам комплексного обследования блока и площадки (инженерного и радиационного).
- Отчет по обоснованию безопасности при выводе из эксплуатации.
- Программу и график работ по демонтажу оборудования и систем.
- Программу обеспечения качества при выводе из эксплуатации.
- Инструкцию по предотвращению аварий при выводе блока из эксплуатации.
- Перечень мер по защите персонала в случае проектных аварий при выводе из эксплуатации.
- Инструкцию по эксплуатации оборудования и систем с учетом очередности их демонтажа по общей программе.

- Материалы и оборудование, требующиеся для вывода блока из эксплуатации, согласно перечню, утвержденному Госатомнадзором России.
- Инструкцию по учету и контролю радиоактивных отходов, образующихся при выводе из эксплуатации.
- Справку об изменениях в физической защите, относящихся к выводу из эксплуатации.
- Акт о последней на момент подачи заявления физической инвентаризации ядерных материалов.

Эти документы по своему составу и форме не могут быть определены во всех деталях. Для эксплуатирующей организации остаются некоторые неясности относительно требуемой ими глубины информации. В будущем Госатомнадзор России намерен разработать эти требования более детально.

В процессе выполнения работ по проекту TACIS общие правила, требования и процедуры были установлены Госатомнадзором России совместно с TUV (Германия); до этого они обсуждались в различных комиссиях, институтах и организациях Российской Федерации.

С появлением этих правил и с уточнением требований к каждому лицензионному документу наиболее часто встречающиеся затруднения, вызываемые нехваткой нормативных документов, будут устранены.

Основные нерешенные проблемы вывода из эксплуатации включают:

Финансирование. Одна из проблем - неопределенность стоимости вывода блока АЭС из эксплуатации. Для уже остановленных блоков сложность заключается в отсутствии накоплений (фонда) вывода их из эксплуатации. С учетом сложного экономического положения России остаются неясными приоритеты, которые должны быть положены в основу этих работ.

Отработавшее ядерное топливо. Обращение с отработавшим топливом реакторов ВВЭР на ПО "Маяк" базируется на полностью освоенных технологиях. Переработка отработавшего топлива реакторов РБМК требует дальнейшего совершенствования. Отработавшие топливные элементы реакторов РБМК (всего около 6500 т) и установок ЭГП-12 (около 110 т) временно хранятся на площадках АЭС, а в будущем планируется их размещение в региональных хранилищах.

Радиоактивные отходы). Эксплуатационные отходы хранятся на площадках АЭС в твердом и жидком виде. При проектировании АЭС не были предусмотрены хранилища для РАО, образующихся в процессе вывода реакторов из эксплуатации. Имеющиеся в России хранилища РАО являются временными и промежуточными. Хранилищ для окончательного захоронения РАО в России нет.

Для решения перечисленных проблем постановлением Правительства РФ от 25.10.95 принята Федеральная целевая программа "Обращение с радиоактивными отходами и отработавшими ядерными материалами, их утилизация и захоронение на 1996-2005 годы". Ее основные пункты:

- Принятие пересмотренных правил безопасного обращения с РАО.
- Разработка технологий и технических систем для сбора, обработки, промежуточного хранения и транспортировки РАО и отработавших ядерных материалов.
- Разработка руководств по созданию промежуточных хранилищ и систем окончательного захоронения РАО и отработавших ядерных материалов, обеспечивающих их надежную изоляцию от биосферы, а также безопасное контролируемое долгосрочное хранение под наблюдением, выбранное в качестве предпочтительной меры при выводе АЭС из эксплуатации в РФ.

Перевод

С.Цыпина

Раздел подготовил

В.Цукерник