

Создание системы видеонаблюдения основанной на программном комплексе «Интеллект» и технических средств как тепловизионные камеры наряду с обычными видеокамерами, позволило существенно снизить риски не обнаружения проникновения нарушителя. Риски существующие на сегодняшний день в других системах видеонаблюдения:

- человеческий фактор (усталость оператора, что существенно снижает его работоспособность);
- возможность ослепления видеокамеры, что сводит к минимуму возможность обнаружения нарушителя;
- работа в неблагоприятных условиях (снег, дождь, туман и т.д.);
- невозможность обнаружения на дальних дистанциях.

Разработанная нами система полностью исключает данные риски, либо сводит к минимуму.

Список литературы:

1. Постановлений Правительства РФ от 19.07.2007 № 456 «Об утверждении правил физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов».
2. ГОСТ 52860-2007 «Технические средства физической защиты. Общие технические требования».
3. Герман Кругль Профессиональное видеонаблюдение. Практика и технологии аналогового и цифрового CCTV. Секьюрити Фокус. 2013. С 143
4. Алексеенко В. Н. Современная концепция комплексной защиты. Технические средства защиты. М.: МИФИ, 2007
5. Программный комплекс «Интеллект» Руководство Оператора. Версия 3.1.7. Москва 2012
6. Программный комплекс «Интеллект» Руководство Администратора. Версия 3.1.7. Москва 2012

Вопросы нераспространения ядерных материалов при реализации проекта Брест-ОД-300

Степанов Б. П., Шевелева А.А.

Национальный исследовательский Томский политехнический университет, г. Томск, Россия

С ростом энергетических потребностей населения все острее становится вопрос об использованной энергоэффективных и экологически чистых технологий при производстве электроэнергии. Опыт прошлого столетия показал, что наиболее перспективным является развитие атомной энергетики. Данный способ получения энергии является энергетически выгодным и безопасным для окружающей среды при соблюдении мер ядерной и радиационной безопасности при нормальном режиме эксплуатации атомных электрических станций (АЭС).

Безопасное развитие ядерной энергетики требует решения актуальных задач, включающих в себя:

- разработку и создание новых типов реакторов естественной безопасности;
- повышение эффективности использования ядерного топлива;
- использования накопленного и хранящегося плутония, в том числе и полученного в процессе разоружения;
- утилизацию возникающих радиоактивных отходов (РАО), образовавшихся в процессе эксплуатации атомной электростанции;
- устойчивость применяемых ядерных технологии к режиму нераспространения ядерного оружия [3].

Исследования российских и зарубежных ученых показали, что реакторы на быстрых нейтронах позволяют решить данную совокупность задач. Одним из таких проектов является реактор естественной безопасности на быстрых нейтронах с монокридридным уран-плутониевым топливом со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300, получившим развитие в рамках проекта «Прорыв».

Согласно «Конвенции о физической защите ЯМ» в настоящее время введен и действует принцип ответственности каждого государства, согласно которому страна-участник ответственна за организацию безопасной деятельности при использовании атомной энергии на своей территории [1]. Рекомендации Международного агентства по атомной энергии МАГАТЭ вводят комплексный подход к обеспечению безопасности. Одной из составляющих данного подхода является обеспечение процедур физической защиты, учета и контроля для предотвращения незаконного распространения ЯМ для предотвращения угрозы ядерного терроризма [2].

Поэтому помимо уникальных и эффективных технологических решений, направленных на максимальное получение электрической энергии, развитие проекта БРЕСТ-ОД-300 связано с решением ряда вопросов в области нераспространения ядерных материалов (ЯМ).

Целью работы является рассмотрение вопросов нераспространения ЯМ для реактора на быстрых нейтронах БРЕСТ-ОД-300 с учетом российского и международного опыта.

В процессе рассмотрения особенностей применяемых технологий установлено, что более высокому уровню режима нераспространения ЯМ при создании реактора БРЕСТ-ОД-300 способствуют несколько факторов:

1. Замкнутость топливного цикла с использованием урана и плутония. Повышение эффективности использования природного урана и вовлечение оружейного плутония при изготовлении новых видов ядерного топлива.

Разработка месторождений урана и переработка его с целью использования в качестве топливного сырья для ядерных реакторов очень энергоемкий и экономически дорогой процесс. К тому же интенсивная добыча урана приводит к истощению запасов и увеличению его стоимости на рынке. В реакторе БРЕСТ-ОД-300 предполагается применение замкнутого топливного цикла с использованием природного урана и вовлечением в процесс изготовления топлива плутония.

Также при использовании замкнутого топливного цикла происходит включение стадии, на которой отработавшее ядерное топливо перерабатывается с целью повторного его использования (процесс регенерации топлива) [4].

Широкое внедрение особенностей технологий повторной загрузки топлива при использовании замкнутого топливного цикла с использованием урана и плутония потребует меньшего количества дополнительного «свежего» топлива.

Данный процесс не только увеличивает эффективность использования природного урана, что дает экономическое преимущество технологии, но и способствует режиму нераспространения ЯМ. Последнее также предполагает уменьшение количества радиоактивных отходов (РАО), которые могли бы являться объектом несанкционированных действий.

2. Использование оружейного плутония в составе ядерного топлива.

Учитывая важность вопросов нераспространения оружейного плутония, а также его высокий энергетический потенциал, в реакторе БРЕСТ-ОД-300 предполагается использование специальных технологий, позволяющих использовать оружейный плутоний в качестве ядерного топлива.

Состав плутония в загружаемом нитридном топливе (PuN+UN) включает ^{239}Pu и ^{241}Pu в отношении 2,1/1,5 т [5], где ^{239}Pu является оружейным.

Вовлечение оружейного плутония в топливный цикл способствует уменьшению запасов плутония, накопленного в процессе разоружения и представляющего риск реализации угрозы ядерного терроризма.

3. Электрохимический процесс регенерации топлива [6].

Регенерация топлива - это процесс переработки отработавшего ядерного топлива с целью его повторного использования. Существует несколько способов проведения данной технологии переработки при использовании моонитридного топлива. Однако все они отличаются высокой самозащищенностью ядерных материалов.

При использовании электрохимического процесса регенерации топлива улучшенному режиму нераспространения способствуют ряд факторов:

- потенциалы выделения урана и плутония на катоде приблизительно равны (2,34 и 2,52 В), поэтому практически невозможно выделить чистый плутоний. При реализации любых способах электролиза на катоде будет происходить выделение обоих элементов;

- при реализации данной технологии нет необходимости введения в процесс дополнительного количества плутония. Получаемый в результате реализации процесса сплав урана и плутония по своему составу близок к исходному загружаемому топливу, что уменьшает количество стадий, на которых присутствует чистый плутоний, способствуя режиму нераспространения ЯМ;

- данный процесс, помимо прочего, обладает самозащищенностью, которая базируется на высоком уровне радиационного излучения. В этом случае уменьшается вероятность несанкционированных действий по отношению к данному сплаву [7].

4. Расположение зданий БРЕСТ-ОД-300 в одном комплексе.

Расположение зданий реактора, турбоустановки, элементов комплекса пристанционного ядерного топливного цикла, мест хранения и переработки радиоактивных отходов в одном помещении, указанных на рисунке 1 [8] способствует исключению хищения отработавшего

ядерного топлива в процессе перевозки и перемещения. Применение данной компоновки зданий и сооружений АЭС уменьшают вероятность хищения ЯМ в процессе перевозки, так как перевозка ЯМ осуществляется только на начальной стадии ядерно-топливного цикла. Также более эффективной становится реализации системы физической защиты ЯО. Расположение зданий в одном комплексе дает возможность обеспечения зонального принципа разделения объектов и размещения предметов физической защиты. Возможно более эффективное использование инженерно-технических средств и системы охраны при реализации СФЗ на ядерном объекте.

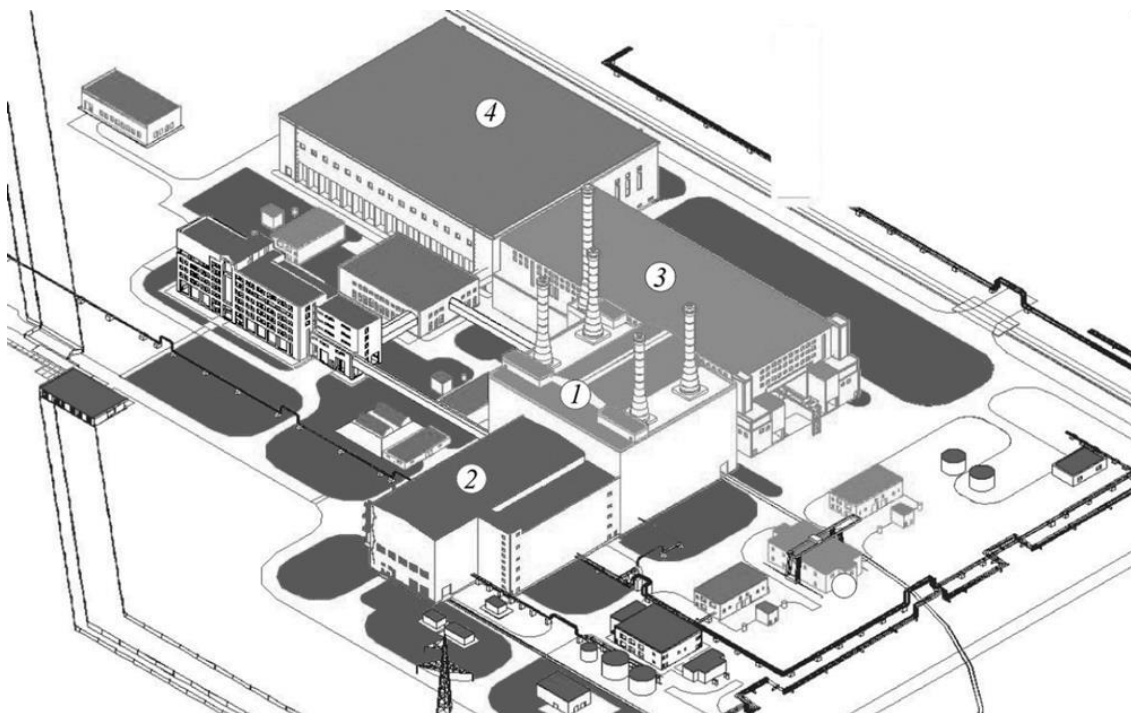


Рис. 1. Схема комплекса (1 – здание реактора, 2 – здание турбоустановки, 3 – пристанционный ядерный топливный цикл, 4 – комплекс хранения и переработки радиоактивных отходов)

Таким образом, технологии реализации работы проекта БРЕСТ-ОД-300 позволяют решить ряд задач нераспространения ЯМ и способствуют обеспечению безопасности в области использования атомной энергии. Анализ полученных сведений показал, что система безопасности данного проекта полностью отвечает требованиям, представленным в Конвенции о физической защите ЯМ и рекомендациях МАГАТЭ.

При рассмотрении технологических решений, используемых в данном типе реактора, было установлено, что помимо реализации эффективной технологии, направленной на увеличение энергетического и экономического потенциала, данный проект направлен на:

- уменьшение вероятности возникновения угроз ядерного терроризма;
- уменьшение количества РАО посредством вовлечения в цикл ЯМ, накопленных в процессе разоружения, путем реализации замкнутого топливного цикла;
- создание и реализацию эффективной системы безопасности путем построения систем ФЗ, учета и контроля ЯМ.

Список литературы:

1. Конвенция о физической защите ядерных материалов (с поправками 2007 г.).
2. Рекомендации по физической ядерной безопасности, касающиеся физической защиты ядерных материалов и ядерных установок (INFCIRC/225).
3. Б.Д. Рогозкин, Н.М. Степеннова, А.А. Прошкин Мононитридное топливо для быстрых реакторов // Атомная энергия: теоретический и научно-технический журнал, Российская академия наук; Министерство РФ по атомной энергии, ядерного общества. – М., 2003. – Т.95, вып.3 – с. 208-211.
4. Бойко В.И., Силаева М.Е. Ядерная энергия, ядерный топливный цикл и прикладные ядерные технологии, учебное пособие - МНТЦ, 2011. – 282 с.

5. Атомные электростанции высокой безопасности и экономичности с быстрым реактором со свинцовым теплоносителем БРЕСТ с пристанционным топливным циклом для крупномасштабной ядерной энергетики будущего, Открытое Акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежалея» [Электронный ресурс]: Режим доступа: <http://www.nikiet.ru/>.
6. A.V. Lopatkin, V.V. Orlov, A.G. Sila-Novitskij, A.I. Filin, Yu.K. Bibilashvili, B.D. Rogozkin, V.F. Leont'ev Fuel cycle of BREST reactor // Atomnaya Energiya - v. 89(4) - Oct 2000 - p. 308-314
7. Адамов Е.О. Белая книга ядерной энергетики, 1-е изд. – М.: ГУП НИКИЭТ, 1998.
8. «Российское атомное сообщество» - профессиональный информационно-аналитический портал атомной отрасли [Электронный ресурс]: Режим доступа: www.atomic-energy.ru.

**Организация работ по выводу из эксплуатации ПУГР ФГУП «ГХК» по варианту
радиационно-безопасного захоронения на месте**

Гаврилов П.М.; Антоненко М.В.; Музыкантов А.А.

ФГУП «Горно-химический комбинат», г. Железногорск, Россия

1. Исходное состояние

На площадке ФГУП «ГХК» расположены три промышленных уран-графитовых реактора (ПУГР) – АД, АДЭ-1 и АДЭ-2. Реакторы вместе со вспомогательным оборудованием и коммуникациями размещены в горных выработках скального массива.

Решение о строительстве сооружений и комплекса с промышленными ядерными реакторами принято постановлением Совета Министров СССР № 826-302сс/оп от 26.02.1950 «О комбинате № 815».

ПУГР АД являлся одноцелевым проточным реактором на тепловых нейтронах. Реактор эксплуатировался с 28.08.1958. Остановлен для вывода из эксплуатации 30.06.1992.

ПУГР АДЭ-1 проектировался как энергетический, но эксплуатировался как одноцелевой и работал в проточном режиме с 20.07.1961. Остановлен для вывода из эксплуатации 29.09.1992.

ПУГР АДЭ-2 эксплуатировался с 30 января 1964 года в двухцелевом режиме, то есть кроме наработки оружейного плутония обеспечивал теплом и электрической энергией 100-тысячный город Железногорск. По межправительственному Соглашению с США остановлен 15 апреля 2010 года для вывода из эксплуатации.

Реакторы расположены в бетонных шахтах, представляющих собой выработки в горных породах, облицованные монолитным бетоном.

После останова ПУГР АД и АДЭ-1 приведены в ядерно-безопасное состояние, получены соответствующие заключения ОЯБ ФЭИ по ядерной безопасности графитовых кладок реакторов.

После останова ПУГР АДЭ-2 из активной зоны реактора выгружено все ядерное топливо, графитовая кладка приведена в ядерно-безопасное состояние. Все отработавшие ядерное топливо природного обогащения (ОСУБ) было переработано на Радиохимическом заводе ФГУП «ГХК» до 15.02.2013.

Работы по выводу из эксплуатации (ВЭ) проводились в соответствии с проектно-технической и конструкторской документацией, разработанной ОКБМ, КО ВНИПИЭТ, НИКИМТ.

На реакторах АД и АДЭ-1 выполнен основной объем работ по демонтажу систем и оборудования, по герметизации проходок через шахты реакторов, дезактивации оборудования и помещений.

2. Работы по выводу из эксплуатации ПУГР ФГУП «ГХК» в рамках ФЦП ЯРБ

С 2008 года основные работы по выводу из эксплуатации остановленных реакторов АД, АДЭ-1, ведутся в рамках п.62 федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года».

В рамках ФЦП в период времени с 2008 по 2015 год выполнены следующие работы:

- На реакторах АД и АДЭ-1 выполнена часть работ по демонтажу систем и оборудования;
- На реакторе АДЭ-2 проводилась дезактивация оборудования и помещений;
- Проведены необходимые НИОКР для обоснования концепции вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов по варианту радиационно-безопасного захоронения на месте;
- Проведено комплексное инженерное и радиационное обследование (КИРО) ПУГР АДЭ-2;