ВТОРИ НАЦИОНАЛЕН ДОКЛАД НА РЕПУБЛИКА БЪЛГАРИЯ ЗА ИЗПЪЛНЕНИЕ НА ЗАДЪЛЖЕНИЯТА ПО ЕДИННАТА КОНВЕНЦИЯ ЗА БЕЗОПАСНОСТ ПРИ УПРАВЛЕНИЕ НА ОТРАБОТЕНО ГОРИВО И ЗА БЕЗОПАСНОСТ ПРИ УПРАВЛЕНИЕ НА РАДИОАКТИВНИ ОТПАДЪЦИ

Списък на използваните съкращения във втория национален доклад по Единната конвенция

АЕЦ – атомна електроцентрала

АЯР – агенция за ядрено регулиране

БАН – Българска академия на науките

БОК – басейн за отлежаване на касетите

ВВЕР – водно-воден енергиен реактор

ДП "РАО" – Държавно предприятие "Радиоактивни отпадъци"

ЕП – електропроизводство

ЗБИЯЕ – Закон за безопасно използване на ядрената енергия

ЗИАЕМЦ – Закон за използване на атомната енергия за мирни цели (отменен)

ЗООС – Закон за опазване на околната среда

ИЕ – извеждане от експлоатация

ИЯИЯЕ – Институт за ядрени изследвания и ядрена енергетика

КО – кубов остатък (течен радиоактивен концентрат)

МААЕ – Международната агенция по атомна енергия

ОВОС – оценка на въздействието върху околната среда

ОГ – отработено гориво

ПХРАО – постоянно хранилище за радиоактивни отпадъци

РАО – радиоактивни отпадъци

СК – спецкорпус

СП "РАО – Козлодуй" – специализирано поделение "РАО – Козлодуй"

СтБК – стоманобетонен контейнер

СУК – система за управление на качеството

ТОБ – техническа обосновка на безопасността

ХОГ – хранилище за отработено гориво

ЦЗ – централна (реакторна) зала

ЦПРАО – цех за преработване на РАО

ЯНЕБ – Ядрена научно-експериментална база

ЯС – Ядрено съоръжение

Този доклад е разработен в съответствие с "Guidelines Regarding The Form And Structure Of National Reports, INFCIRC/604, 1 July 2002", приети на първата подготвителна среща по конвенцията през декември 2001 г. Раздел В описва политиките и практиките на Република България по управление на ОГ и РАО, съгласно изискванията на чл. 32, ал. 1 на Конвенцията. Раздел С представя разбирането на Република България за приложението на обхвата на Конвенцията към ситуацията в страната. В Раздел D се съдържа информация за съоръженията за управление на ОГ и РАО и отчет на ОГ и РАО, според изискванията на чл. 32, ал. 2. Прилагането на членовете на Конвенцията от чл. 4 до чл. 28 са представени в Разделите от Е до J. Раздел К отчита изпълнението на декларираните в Първия национален доклад по Конвенцията планирани дейности за повишаване на безопасността и съдържа списък на планираните бъдещи мерки. Раздел L съдържа приложения към доклада, представящи по-подробна информация по някои от разгледаните въпроси.

РАЗДЕЛ В. ПОЛИТИКИ И ПРАКТИКИ

"Член 32. Представяне на доклади

1 В съответствие с разпоредбите на чл. 30 всяка договаряща се страна представя национален доклад на всяко съвещание за преглед. В този доклад се разглеждат приетите мерки по изпълнение на задълженията по конвенцията. За всяка отделна договаряща се страна в доклада се разглеждат и:

i. нейната политика на управление на отработеното гориво;

ii. нейната практика по управление на отработеното гориво;

iii. нейната политика на управление на радиоактивните отпадъци;

iv. нейната практика по управление на радиоактивните отпадъци;

v. нейните критерии, използвани за определяне и категоризиране на радиоактивните отпадъци."

Политика по управление на ОГ и РАО в България

Политиката на Р България в областта на управлението на ОГ и РАО е дефинирана в ЗБИЯЕ и ЗООС. Политиката по управление на РАО и ОГ се свежда до:

- забрана за внос на РАО в страната, освен в определените в ЗБИЯЕ случаи;
- отговорност на лицата, генериращи РАО за тяхното безопасно управление до предаването им на ДП "РАО;
- генераторите на РАО поемат разходите за тяхното управление, вкл. погребване;
- управлението на РАО извън площадките, където те са генерирани е възложено на специално създадена за целта организация, държавно предприятие "Радиоактивни отпадъци";
- в случаите на РАО, чийто собственик е неизвестен, тяхното управление е отговорност на държавата;
- управлението на ОГ се осъществява само от лица получили лицензия за експлоатация на ЯС;
- ОГ може да бъде обявено за РАО ако са налице условия за безопасно съхранение и погребване в съответно хранилище и ако експлоатиращият е заплатил съответната вноска във фонд "РАО";

Политиката на Република България в областта на управлението на РАО и ОГ се базира на моралния принцип за избягване на прехвърлянето на отговорностите върху бъдещите поколения. Принципите на управление на РАО и ОГ са определени първоначално в Националната стратегия за управление на отработено ядрено гориво и радиоактивни отпадъци от 1999 г. и по-късно, в Стратегия за управление на отработено ядрено гориво и радиоактивни отпадъци, приета от Министерския съвет през 2004 г. Тези документи също така определят и стратегическите задачи на страната в областта на управление на РАО, в т.ч. графиците за избор на площадка и строителство на съоръжение за погребване на ниско- и средноактивни РАО и за предварителни проучвания за съоръжение за погребване на високоактивни РАО.

Целите и мерките, посочени в Стратегията се базират на анализ на сегашното състояние и експертни оценки на бъдещите тенденции. При дефиниране на мерките са взети предвид натрупания експлоатационен опит на българските организации, участващи в процесите на управление на ОГ и РАО, доказаните международноприети практики и съвременните нормативни изисквания.

Практики по управление на ОГ

ОГ от атомни централи

Съгласно Междуправителствените спогодби за изграждане на блоковете в АЕЦ "Козлодуй", бившият СССР се е задължил да приема обратно отработеното гориво от тяхната експлоатация на договорна основа. Първият превоз на отработено гориво от блокове № 1 и 2 е осъществен през есента на 1979 г. Съгласно договора и ежегодно подписваните допълнения към него, за периода 1979-1988 г. са осъществени 21 транспорта на ОГ от 1÷4 блок (общо 3018 касети в 102 контейнера ТК-6).

По проект отработеното ядрено гориво в АЕЦ "Козлодуй" се съхранява за срок от 3 години в басейни за отлежаване на касетите при реакторите, с последващо връщане в бившия СССР за преработка. През 1985 г. е прието решение срокът за отлежаване на ОГ от АЕЦ с реактори ВВЕР да бъде увеличен от 3 на 5 години. Този факт наложи на площадката на АЕЦ "Козлодуй" спешно да бъде изградено самостоятелно мокро хранилище за отработено ядрено гориво (ХОГ), което е въведено в експлоатация през 1989 г. Капацитетът на това хранилище предвижда да осигури съхранение на отработеното гориво от около 10 години работа на блокове 1÷4 и направи възможно да бъде отложено връщането му в СССР.

През 1988 г. е осъществено последно връщане на отработено гориво от ВВЕР-440 в Русия по условията на стария договор (без заплащане), след което отработеното горивото от 1-4 блок се транспортира основно в ХОГ за временно съхранение.

Съгласно новата спогодба от 1995 г. между България и Русия, извозването на ОГ за съхранение и преработка с връщане на високоактивните отпадъци е подновено през 1998 г., като по двата дългосрочни договора (за връщане на ОГ от ВВЕР-440 и от ВВЕР-1000) до момента са извозени общо 1168 (688+480) отработени касети.

Басейните за отлежаване на горивото от 5 и 6 блок са проектирани за отлежаване на касетите за 3 годишен период, но впоследствие са оборудвани със стелажи за уплътнено съхраняване.

В рамките на процеса по извеждане от експлоатация на блокове 1 и 2 се изпълнява сключеното рамково споразумение с Европейската банка за възстановяване и развитие за изграждане на хранилище за сухо съхранение на ОГ на площадката на централата.

Капацитетът на ХОГ и басейните при реакторите (благодарение на регулярното извозване на ОГ в Русия) ще осигурят възможността за приемане на отработено гориво от оставащите в работа блокове до края на 2009 г., когато се очаква да влезе в експлоатация сухото хранилище.

През 2004 г. Министерският съвет прие *Стратегия за управление на отработено ядрено гориво и на радиоактивни отпадъци*. В стратегията е направен подробен анализ на различните варианти за управление на ОГ, като са взети предвид прогнозите за темповете на генерация на ОГ, оценени на база експлоатация на блокове № 3 и 4 до края на 2006 г., а за блокове № 5 и 6 до 2027 г. и 2031 г. съответно. АЕЦ "Козлодуй" предвижда да актуализира *Стратегическия план за безопасно и ефективно управление на ядрено-горивния цикъл в "АЕЦ Козлодуй"*, като се отчетат основните насоки, дадени от новоприетата Стратегия.

Стратегията предвижда следните краткосрочни мерки за осигуряване на дейностите с отработеното ядрено гориво в периода 2005-2010:

- Регулярно осъществяване на 2 транспорта ОГ годишно в Русия. Извозването се извършва при условията на сега съществуващия договор;
- Изграждане на първи етап хранилище за сухо съхранение на отработеното ядрено гориво, контейнерен тип;
- Реализиране на възможността за уплътнено съхраняване на ОГ в ХОГ и мерките, предвидени в утвърдената "Дългосрочна програма за модернизация и повишаване на безопасността на ХОГ";
- Натрупване на средства във фонд "Извеждане на ядрени съоръжения от експлоатация" за покриване на разходите за мероприятията по управлението на отработеното ядрено гориво;
- При невъзможност за осъществяване на ежегодните две извозвания на ОГ нереализираните средства се внасят във фонд "Извеждане на ядрени съоръжения от експлоатация";

Посочените в Стратегията цели при управление на ОГ са базирани на търсеното на баланс между икономика, социални аспекти и влиянието върху околната среда. Проведен е консервативен анализ на необходимите финансови ресурси за управление на ОГ и са сравнени две алтернативи – преработка и дълговременно съхраняване, последвано от директно погребване. Резултатите от анализа показват, че в средносрочен план е невъзможно да се реализира алтернативата директно погребване. Стратегията определя като най-приемлив варианта за пълно извозване ОГ от площадката на "АЕЦ Козлодуй" ЕАД за технологично съхранение и преработка извън страната, поради това, че е технически реализуем и базиран на апробирани технологии, и е финансово осигурен при спазване на принципа за необременяване на бъдещите поколения. Предвижда се до 2040 г. площадката на "АЕЦ Козлодуй" да бъде освободена от отработено гориво.

В контейнерите на хранилището за сухо съхранение могат да се съхраняват високоактивните отпадъци от преработката на отработеното гориво.

Предвижда се до 2012 г. да бъде разработена концепция за погребване на ВАО, детайлно проучване на характеристиките на отпадъците, геологическите ограничения и съществуващите условия за изграждане на хранилище в страната.

ОГ от изследователски реактори

Отработеното гориво се съхранява в приректорно съоръжение (шахтохранилище) басейнов тип, изградено в биологическата защита на реактора.

Стратегията за безопасно управление на отработеното гориво и на радиоактивните отпадъци разглежда различни варианти за безопасно извозване на ОГ от площадката извън страната или за временно съхраняване на площадката на АЕЦ "Козлодуй". При всички варианти детайлно са разгледани маршрутите, транспортните схеми, организационно-техническите и финансовите въпроси. Като най-подходящ е приет варианта за извозване на ОГ за преработка в Русия. В момента се водят преговори за подписване на съответното междуправителствено споразумение. В ход е съвместен проект между България, Руската федерация, САЩ и МААЕ за транспортирането на ОГ от изследователския реактор в рамките на "Инициативата за намаляване на глобалната заплаха" (Global Threat Reduction Initiative) на Държавния Департамент на САЩ. Очаква се извозването до Русия да се извърши през 2006 – 2007 г.

Практики по управление на РАО

РАО генерирани в АЕЦ "Козлодуй"

Преобладаваща част от генерираните в АЕЦ "Козлодуй" РАО са ниско- и средноактивни краткоживеещи, категория 2а, съгласно Наредбата за безопасност при управление на РАО.

Първите четири блока на централата са проектирани в съответствие с концепцията за събиране и съхраняване на РАО на площадката на АЕЦ до етапа на извеждане на блоковете от експлоатация. В съответствие с тази концепция, РАО се съхраняват в непреработен или частично преработен вид в проектните съоръжения към блоковете.

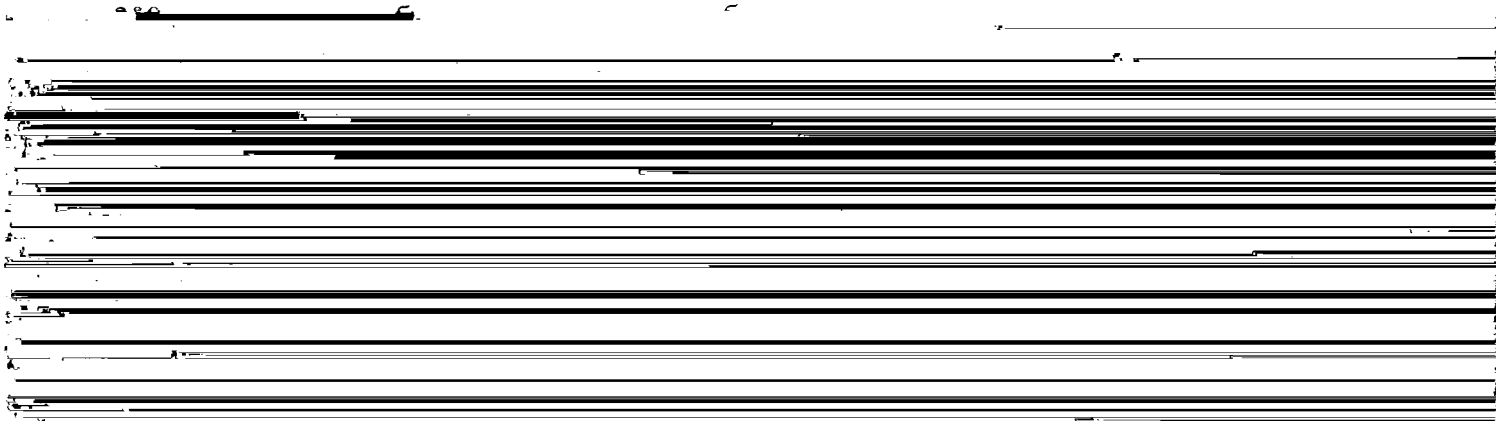
През 2004 г. започва редовната експлоатация на съоръжение за управление на РАО от АЕЦ "Козлодуй", с титуляр на лицензията за експлоатация ДП "РАО". Съоръжението е разположено на площадката на централата и включва линия за преработване на твърди РАО, линия за преработване на течни РАО и за кондициониране на РАО, склад за временно съхраняване на кондиционирани РАО и площадка за (буферно) съхранение на непреработени РАО.

Понастоящем дейностите по управление на РАО от АЕЦ "Козлодуй" включват:

- предварително преработване и съхраняване на течни и твърди РАО в блоковете на централата и спецкорпусите към тях;
- преработване и кондициониране на ниско- и средноактивни течни и твърди РАО и съхранение на кондиционирани РАО в съоръжение на ДП "РАО";
- освобождаване на течни и газообразни радиоактивни изхвърляния в околната среда, в съответствие с одобрени от регулиращия орган лимити.

Твърдите РАО се сортират на мястото на генерирането им по радиометрични характеристики и по вид на материала. Твърдите РАО, които представляват активирани материали с висока активност се съхраняват в специални защитни съоръжения "могилници", разположени в централните зали на реакторите на 1 – 4 блок и в специализирания корпус към 5 и 6 блок. Пресуемите ниско- и средноактивни твърди РАО се преработват в съоръжението на ДП "РАО" с цел намаляване на обема и осигуряване на структурна стабилност. Отпадъците се пресоват в 200-литрови варели на 2 етапа – предварително пресоване на РАО във варелите с усилие 50 тона и пресоване на самите варели със супер-преса с натиск 910 тона. В съответствие с установени критерии пресованите твърди РАО се опаковат в стоманобетонен контейнер, включително чрез включване в матрица от активен

или чист цимент. Твърдите непресуеми отпадъци са сравнително малък обем и се събират в



правителствената стратегия от 2004 г. дълготрайно решение на този проблем ще се търси в рамките на планираното национално хранилище за погребване на ниско- и средноактивни РАО.

РАО от добив и преработване на уранова суровина

В рамките на урановата промишленост, в Република България са експлоатирани над 40 добивни обекта и два хидрометалургични завода. Генерирани са над 20 милиона тона

отпадъци, акумулирани в 3 хвостохранилища и около 300 табана. Уранодобивът е прекратен с решение на Правителството на Република България през 1992 г.

Мерките в областта на урановата промишленост са насочени към ликвидиране на последиците от добиването и преработването на уранова руда в рамките на управлението на околната среда. Основна цел е възстановяването на околната среда в районите на закритите обекти за добив на уранова суровина и премахване на здравния риск за населението в тези райони.

Радиоактивните отпадъци от урановата промишленост се съхраняват безопасно на място и/или се депонират траншейно в табаните или хвостохранилищата. Допуска се депониране в минни изработки на уранодобивни обекти. Технологиите и местата за депониране се определят с проектите за техническа ликвидация и рекултивация. Отработените радиоактивни източници – еталонни и за технологичен контрол, се управляват като тези от останалите ядрени приложения.

Критерии за определяне и категоризиране на РАО

РАО се определят от ЗБИЯЕ и Наредбата за безопасност при управление на РАО. Съгласно националното законодателство, ОГ не е РАО.

С Наредбата за безопасност при управление на РАО се въвежда следната национална "disposal-oriented" категоризация на РАО:

1. категория 1 – преходни РАО, които могат да бъдат освободени от контрол след подходящо обработване и/или временно съхранение за период от време не по-голям от 5 години, при което тяхната специфична активност намалява под нивата за освобождаване от контрол;

2. категория 2 – ниско- и средноактивни отпадъци, съдържащи радионуклиди в концентрации, при които не се изискват специални мерки за отвеждане на топлоотделянето при съхранение и погребване; радиоактивните отпадъци от тази категория се категоризират допълнително на:

а) категория 2а – краткоживеещи ниско- и средноактивни отпадъци, съдържащи главно краткоживеещи радионуклиди (с период на полуразпадане, по-кратък или равен на периода на полуразпадане на Cs-137), и дългоживеещи алфа-активни радионуклиди със специфична активност, по-малка или равна на 4×10^6 Bq/kg за отделна опаковка и по-малка или равна на 4×10^5 Bq/kg в целия обем на РАО;

б) категория 2б - дългоживеещи ниско- и средноактивни отпадъци, съдържащи дългоживеещи алфа-активни радионуклиди (с период на полуразпадане, по-дълъг от периода на полуразпадане на Cs-137) със специфична активност, надвишаваща границите за категория 2а;

3. категория 3 - високоактивни отпадъци, в които концентрацията на радионуклиди е такава, че топлоотделянето трябва да бъде взето предвид при съхранение и погребване.

За целите на управлението на РАО преди погребване генераторите на РАО могат да въвеждат собствени категоризации, които са обект на преглед и одобрение от регулиращия орган. Такава допълнителна категоризация, базирана на директно измерими оперативни параметри и отчитаща спецификата на прилаганите методи за обработване на РАО, е въведена в АЕЦ "Козлодуй".

Допълнителни категории твърди РАО (за РАО от категория 2 съгласно Наредбата за безопасност при управление на РАО):

категория 2-I – с мощност на еквивалентната доза от гама-лъчение на разстояние 0.1 м от повърхността на отпадъците от 1μSv/h до 0.3 mSv/h;

категория 2-II – с мощност на еквивалентната доза от гама-лъчение на разстояние 0.1 м от повърхността на отпадъците от 0.3 mSv/h до 10mSv/h;

категория 2-III – с мощност на еквивалентната доза от гама-лъчение на разстояние 0.1 м от повърхността на отпадъците от над 10mSv/h.

Твърдите РАО от всяка една от горните допълнителни категории се охарактеризират като "пресуеми" (текстил, вата и отпадъци на базата на поливинил хлорид, полиетилен и др. пластмаси) и "непресуеми" (метали, дърво, строителни и др.).

Допълнителни категории течни РАО:

категория 2 - Н – с активност до 3.7 x 10^5 Bq/l;

категория 2 - С – с активност от 3.7 x 10^5 Bq/l до 7.2 x 10^7 Bq/l;

категория 2 - В – с активност над 7.2 x 10^7 Bq/l.

Долните нива на активност за 2-Н – категория са в зависимост от радионуклидния състав и нивата за безусловно освобождаване за съответния радионуклид, регламентирани с "Наредба за Радиационна защита при дейности с източници на йонизиращи лъчения".

Течните РАО от всяка допълнителна категория се охарактеризират като "течен радиоактивен концентрат", "йонообмени смоли", "шламове и утайки" или "масла".

РАЗДЕЛ С. ОБЛАСТ НА ПРИЛАГАНЕ

Всичкото отработено гориво на територията на страната попада в обхвата на конвенцията.

Радиоактивните отпадъци, съдържащи само естествени радиоактивни вещества, генерирани извън ядрено-горивния цикъл, с изключение на закритите радиоактивни източници, не се декларират като РАО за целите на Единната конвенция.

РАО, които се получават в резултат на ядрени приложения в обекти на Министерството на отбраната, се управляват както РАО от гражданските програми за ядрени приложения и са декларирани за целите на конвенцията.

РАЗДЕЛ D. ОТЧЕТИ (ИНВЕНТАРНИ КОЛИЧЕСТВА) И СПИСЪЦИ

Член 32 Представяне на доклади, т.2

"Член 32, т. 2. Този доклад включва също:

i. списък на съоръженията за управление на отработено гориво, предмет на тази конвенция, тяхното местоположение, основно предназначение и съществени характеристики;

ii. отчет за отработено гориво, предмет на тази конвенция, което се съхранява или е погребано. В този отчет се включва описание на материала, и ако е налице, се посочва неговата маса и обща активност;

iii. списък на съоръженията за управление на радиоактивни отпадъци, предмет на тази конвенция, тяхното местоположение, основно предназначение и съществени характеристики;

iv. отчет за радиоактивните отпадъци, предмет на тази конвенция, които:

а) се съхраняват в съоръжения за управление на радиоактивни отпадъци и съоръжения на ядреногоривния цикъл;

б) са били погребани; или

в) са били получени в резултат от предишни практики.

Този отчет трябва да съдържа описание на материала и друга налична и подходяща информация, като обем или маса, активност и конкретни радионуклиди;

v. списък на ядрените съоръжения в процес на извеждане от експлоатация и състоянието на дейностите по извеждането на тези съоръжения от експлоатация"

Съоръжения за управление на ОГ и отчет на ОГ

В Република България се намират следните съоръжения за управление на ОГ, със съответните характеристики и количества съхранявано в тях ОГ:

Съоръжения на "АЕЦ Козлодуй" ЕАД

Прireакторно хранилище за ОГ на 1 блок (БОК-1)
Местоположение: в централна зала на 1 и 2 блок, непосредствено до 1-ви реактор;
Предназначение: съхранение на ОГ от 1-ви реактор;
Метод на съхранение: под вода, на 2 стелажа;
Капацитет (брой касети): 701
Съхранявано ОГ (брой касети/kg тежък метал): 507 бр./58 606 kg
Прireакторно хранилище за ОГ на 2 блок (БОК-2)
Местоположение: в централна зала на 1 и 2 блок, непосредствено до 2-ри реактор;
Предназначение: съхранение на ОГ от 2-ри реактор;
Метод на съхранение: под вода, на 2 стелажа;
Капацитет (брой касети): 728
Съхранявано ОГ (брой касети/ kg тежък метал): 494 бр./57 032 kg

Прireакторно хранилище за ОГ на 3 блок (БОК-3)
Местоположение: в централна зала на 3 и 4 блок, непосредствено до 3-ти реактор;
Предназначение: съхранение на ОГ от 3-ти реактор;
Метод на съхранение: под вода, на 2 стелажа;
Капацитет (брой касети): 728
Съхранявано ОГ (брой касети/ kg тежък метал): 344 бр./39 533 kg

Прireакторно хранилище за ОГ на 4 блок (БОК-4)
Местоположение: в централна зала на 3 и 4 блок, непосредствено до 4-ти реактор;
Предназначение: съхранение на ОГ от 4-ти реактор;
Метод на съхранение: под вода, на 2 стелажа;
Капацитет (брой касети): 726
Съхранявано ОГ (брой касети/ kg тежък метал): 285 бр./32 849 kg

Прireакторно хранилище за ОГ на 5 блок (БОК-5)
Местоположение: в централна зала на 5 блок, непосредствено до реактора;
Предназначение: съхранение на ОГ от 5-ти реактор;
Метод на съхранение: под вода, на 1 стелаж;
Капацитет (брой касети): 612
Съхранявано ОГ (брой касети/ kg тежък метал): 348 бр./140 544 kg

Прireакторно хранилище за ОГ на 6 блок (БОК-6)
Местоположение: в централна зала на 6 блок, непосредствено до реактора;
Предназначение: съхранение на ОГ от 6-ти реактор;
Метод на съхранение: под вода, на 1 стелаж;
Капацитет (брой касети): 612
Съхранявано ОГ (брой касети/ kg тежък метал): 207 бр./84 062 kg

Самостоятелно хранилище за съхраняване на ОГ по мокър способ (ХОГ)
Местоположение: на площадката на АЕЦ "Козлодуй" в близост до 3 и 4 блок;
Предназначение: съхранение на ОГ от всички реактори на площадката;
Метод на съхранение: под вода, в басейн с 4 отсека;
Капацитет (чохли): 168, при определени условия - 200
Съхранявано ОГ (брой касети/kg тежък метал): 4156 бр./530 028 kg

Съоръжения на ИЯИЯЕ - БАН
Шахтохранилище за ОГ от изследователския реактор ИРТ-2000
Местоположение: на площадката на изследователския реактор в гр. София;
Предназначение: съхранение на ОГ от ИРТ-2000;

Метод на съхранение: под вода;

Капацитет (брой касети): 108

Съхранявано ОГ (брой касети/ kg тежък метал): 74 бр./75,37 kg

По-подробна информация за съоръженията за управление на ОГ и отчет на съхраняваното ОГ са дадени в приложения L-1 и L-2 на доклада.

Съоръжения за управление на РАО и отчет на РАО

В Република България се намират следните съоръжения за управление на РАО, със съответните характеристики и количества съхраняван в тях РАО:

Съоръжения на "АЕЦ Козлодуй" ЕАД

Спецкорпус-1

Местоположение: непосредствено до 1-ви и 2-ри блок на АЕЦ "Козлодуй";

Предназначение: преработване на течни РАО и съхраняване на твърди и течни РАО;

Методи на преработване: изпаряване, филтриране;

Капацитет на хранилищата / обем на съхраняваните РАО*:

- твърди РАО – 1010 m^3 / 534 m^3;
- течни радиоактивни концентрати (КО) – 2350 m^3 / 2150 m^3;
- отработили високоактивни сорбенти – 700 m^3 / 131m^3
- отработили нискоактивни сорбенти – 376 m^3 / 216m^3.

Спецкорпус-2

Местоположение: непосредствено до 3-ти и 4-ти блок на АЕЦ "Козлодуй";

[redacted]

Спецкорпус-3

Местоположение: непосредствено до 5-ти и 6-ти блок на АЕЦ "Козлодуй";

Предназначение: преработване на течни РАО и съхраняване на твърди и течни РАО;

Методи на преработване: изпаряване, филтриране;

Капацитет на хранилищата / обем на съхраняваните РАО:

- твърди ниско- и средноактивни РАО – 2486 m^3 / 1086 m^3;
- твърди РАО категория 2-III – 213 m^3 / 10 m^3;
- течни радиоактивни концентрати (КО) – 3600 m^3 / 2767 m^3;
- отработили сорбенти – 200 m^3 / 118 m^3.

"Могилник" в централна зала-1

Местоположение: централната (реакторна) зала (ЦЗ-1) на блокове 1 и 2;

Предназначение: съхраняване на твърди РАО 2-III категория;

Капацитет / обем на съхраняваните РАО: 81,6 m^3 / 52,3 m^3.

"Могилник" в централна зала-2

Местоположение: централната (реакторна) зала (ЦЗ-2) на блокове 3 и 4;

Предназначение: съхраняване на твърди РАО 2-III категория;

Капацитет / обем на съхраняваните РАО: 81,6 m^3 / 31,8 m^3.

Съоръжения на ДП "РАО" – СП "РАО Козлодуй"

Цех за преработване на РАО (ЦПРАО)

Местоположение: на площадката на АЕЦ "Козлодуй";

---

* към 01.01.2005 г.

Предназначение: преработване и кондициониране на твърди и течни РАО категория 2-I и 2-II;

Методи на преработване: пресоване на твърди РАО, изпаряване на течни РАО;

Методи на кондициониране: циментиране, опаковане в стоманобетонен контейнер.

Склад за съхраняване на кондиционирани РАО

Местоположение: на площадката на АЕЦ "Козлодуй", непосредствено до ЦПРАО;

Предназначение: съхраняване на кондиционираните в ЦПРАО РАО;

Капацитет / обем на съхраняваните РАО: 1920 бр. СтБК / 270 бр. СтБК (14%).

Траншейно хранилище

Местоположение: площадка "Варово стопанство", на площадката на АЕЦ "Козлодуй";

Предназначение: временно (буферно) съхраняване на твърди непреработени РАО 2-I и 2-II категория;

Капацитет / обем на съхраняваните РАО: 3860 m^3 / 3546.36 m^3.

Склад за съхраняване на преработени твърди РАО

Местоположение: площадка "Варово стопанство", на площадката на АЕЦ "Козлодуй";

Предназначение: временно (буферно) съхраняване на твърди преработени РАО 2-I и 2-II категория;

Капацитет / обем на съхраняваните РАО: 1130 m^3 / 467 m^3

Площадка № 1 за съхраняване на твърди РАО в СтБК

Местоположение: площадка "Варово стопанство", на площадката на АЕЦ "Козлодуй";

Предназначение: временно (буферно) съхраняване на твърди преработени РАО 2-I и 2-II категория, опаковани в СтБК;

Капацитет / обем на съхраняваните РАО: 130 бр. СтБК / 99 бр. СтБК.

Площадка № 2 за съхраняване на твърди РАО в СтБК

Местоположение: площадка "Варово стопанство", на площадката на АЕЦ "Козлодуй";

Предназначение: временно (буферно) съхраняване на твърди преработени РАО 2-I и 2-II категория, опаковани в СтБК;

Капацитет / обем на съхраняваните РАО: 2000 бр. СтБК / 20 бр. СтБК.

Площадка за съхраняване на твърди непреработени РАО в голямотонажни контейнери (ГТК)

Местоположение: площадка "Варово стопанство", на площадката на АЕЦ "Козлодуй";

Предназначение: временно (буферно) съхраняване на нискоактивни твърди РАО 2-I категория;

Капацитет / обем на съхраняваните РАО: 14 бр. ГТК* / запълнена.

Съоръжение на ИЯИЯЕ – ИРТ-2000

Резервоари за течни РАО

Местоположение: в близост до сградата на реактора;

Предназначение: съхраняване на нискоактивни течни РАО;

Капацитет / обем на съхраняваните РАО: 300 m^3 / 8.4 m^3.

Съоръжение на ИЯИЯЕ – ПХРАО Нови хан

Хранилище за твърди РАО

Местоположение: ПХРАО Нови хан;

Предназначение: погребване на некондиционирани твърди ниско- и средноактивни краткоживеещи отпадъци (категория 2а);

Капацитет / обем на съхраняваните РАО: 237 m^3 / 120 m^3.

Хранилище за биологични РАО

Местоположение: ПХРАО Нови хан;

---

* ГТК е с външни размери 5.8 x 2.2 x 2.4 m.

Предназначение: погребване на кондиционирани в гипсова матрици биологични РАО, ниско- и средноактивни краткоживеещи отпадъци (категория 2а);

Капацитет / обем на съхраняваните РАО: 80 m^3 / 25 m^3.

Хранилище за закрити източници

Местоположение: ПХРАО Нови хан;

Предназначение: погребване на отработени закрити източници;

Капацитет / обем на съхраняваните РАО: 1 m^3 / 0.65 m^3.

Инженерна траншея за твърди РАО

Местоположение: ПХРАО Нови хан;

Предназначение: погребване на некондиционирани ниско- и средноактивни краткоживеещи твърди отпадъци (категория 2а);

Капацитет / обем на съхраняваните РАО: 200 m^3 / 100 m^3.

Резервоари за течни РАО

Местоположение: ПХРАО Нови хан;

Предназначение: съхраняване на нискоактивни краткоживеещи течни РАО;

Капацитет / обем на съхраняваните РАО: 48 m^3 / 12 m^3.

Площадка за съхраняване на РАО в железопътни контейнери (ЖПК)

Местоположение: ПХРАО Нови хан;

Предназначение: съхраняване на нискоактивни кратко- и дългоживеещи отпадъци (категория 2а и 2в) – пожароизвестителни датчици в транспортни опаковки, твърди РАО и β,γ-отработени източници с ниска специфична активност, които не изискват изграждане на допълнителна защита, неутронни източници и α-източници в транспортни опаковки;

Капацитет / обем на съхраняваните РАО: 462 m^3 (14 бр. ЖПК) / 310 m^3.

Площадка за съхраняване на РАО в бетонни приемници тип "ПЕК", стоманобетонни контейнери СтБККУБ и стоманобетонни контейнери СтБКГОУ

Местоположение: ПХРАО Нови хан;

Предназначение: съхраняване на средноактивни кратко- и дългоживеещи отпадъци (категория 2а и 2в) – отработени закрити източници в транспортни и работни опаковки и неразредени гама-облъчвателни установки;

Капацитет / обем на съхраняваните РАО: 6 бр. ПЕК (74 m^3), 171 бр. СтБККУБ (248 m^3), 18 бр. СтБКГОУ / 114 m^3.

Площадка за съхраняване на нискоактивни РАО

Местоположение: ПХРАО Нови хан;

Предназначение: съхраняване на нискоактивни РАО в 200 L варели и в европалети;

Капацитет / обем на съхраняваните РАО: 400 бр. варели и 100 европалети / 331.1 m^3.

Съоръжение за обработване на РАО

Местоположение: ПХРАО Нови хан;

Предназначение: входящ контрол и идентификация на РАО, сортиране, частично преопаковане, подготовка на РАО за съхраняване, дезактивация на оборудване и транспортни средства, преработване на нискоактивни води от спецканализацията на обекта.

Съоръжения от закрития уранодобив

Хвостохранилище Бухово-1

Местоположение: 1км източно от град Бухово;

Предназначение: съхраняване на генерирания хвост от дейността на хидрометалургичния завод "Металург" – Бухово между 1956 г. и 1960 г.;

Капацитет / обем на съхраняваните РАО: 1.3 млн. m^3 / запълнено.

Хвостохранилище Бухово-2

Местоположение: 1км източно от град Бухово;

Предназначение: съхраняване на генерирания хвост от дейността на хидрометалургичния завод "Металург" – Бухово от 1960 г. до 1992 г.;

Капацитет / обем на съхраняваните РАО: 10 млн. m^3 / 4,5 млн. тона хвост и неизвестно количество твърди РАО.

Хвостохранилище Елешница

Местоположение: 3,0 км югоизточно от с. Елешница;

Предназначение: съхраняване на генерирания хвост от дейността на хидрометалургичния завод "Звезда" – с Елешница;

[redacted]

Ядрени съоръжения в процес на извеждане от експлоатация

Република България не разполага с ядрени съоръжения в процес на извеждане от експлоатация.

Съгласно издадените от АЯР през 2004 г. лицензии блокове 1 и 2 на АЕЦ "Козлодуй" не могат да бъдат използвани за производство на енергия и дейностите с тях са ограничени до съхранение на облъчено и отработено ядрено гориво в прореакторните басейни за отлежаване на касетите. Подробна информация за плановете за извеждане от експлоатация на тези блокове е представена в рамките на Първия национален доклад по Конвенцията. Измененията в тези планове са представени в настоящия доклад по чл. 26.

Раздел Е. Законодателна и регулираща основа

"Член 18. Мерки за изпълнение

Всяка договаряща се страна предприема в рамките на своето национално законодателство законови, регулиращи и административни мерки и други стъпки, необходими за изпълнение на нейните задължения, произтичащи от тази конвенция."

"Член 19. Законодателна и регулираща основа

1. Всяка договаряща се страна създава и поддържа законодателна и регулираща основа, за да контролира безопасността при управление на отработеното гориво и радиоактивните отпадъци.

2. Тази законодателна и регулираща основа осигурява:

i. установяване на приложими национални изисквания по безопасност и нормативни актове за радиационна безопасност;

управление на ОГ - избор на площадка, проектиране, строителство, въвеждане в експлоатация, експлоатация и извеждане от експлоатация. Наредбата се прилага за всички дейности по управление на ОГ - съхраняване, превоз на площадката и манипулиране на ОГ и свързаните с тези дейности площадки и съоръжения. Определени са специфични изисквания към проекта и експлоатацията на самостоятелни съоръжения за управление на ОГ при технология на съхраняване "под вода" и "сухо съхранение".

Наредбата определя граници на годишната индивидуална ефективна доза от вътрешно и външно облъчване на населението при нормална експлоатация и при проектна авария. Подробна информация за границите на дозите е дадена в текстовете по чл. 4 в раздел G на доклада.

Безопасността на съоръженията за управление на ОГ се основава на прилагане на концепцията на дълбоко ешелонираната защита, която се изразява в използване на система от физически бариери по пътя на разпространение на йонизиращите лъчения и радиоактивните вещества в околната среда и на система от технически и организационни мерки за контрол и защита на бариерите и запазване на тяхната ефективност, както и мерки за защита на населението, на персонала и на околната среда.

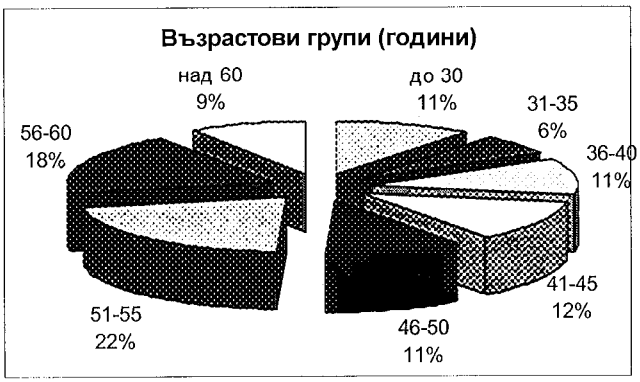
В *Наредбата за основните норми за радиационна защита* са определени основните изисквания и мерки за радиационна защита при осъществяване на дейности по използване на ядрената енергия и източниците на йонизиращи лъчения (ИЙЛ). Наредбата има за цел изключване възникването на детерминистични ефекти и намаляване вероятността от възникване на стохастични ефекти до ниво, което се определя като приемливо, съгласно международните препоръки. Наредбата определя и основните принципи на радиационната защита, критериите за изключване на дейности от лицензионен и разрешителен режим и границите на дозите за персонала и населението.

В приложение е представена организационно-управленската структура на АЯР. Дадена е подробна информация за щатната численост на персонала и за финансирането на агенцията. Представени са създадените на основание ЗБИЯЕ консултативни съвети по въпросите на ядрената безопасност и по въпросите на радиационната защита.

Посочено е, че ЗБИЯЕ гарантира ефективна независимост на регулиращите функции от функциите по управление на радиоактивните отпадъци. Описани са функциите на министъра на енергетиката и енергийните ресурси, който провежда държавната политика в областта на управлението на РАО и ОГ.

Развитие на регулиращия орган в периода след представянето на Първия Национален Доклад

Структурата, дейността и организацията на работа на Агенцията за ядрено регулиране и нейната численост се определят в устройствен правилник, приет от МС. През 2005 г. е одобрена промяна в правилника, съгласно която общата численост на персонала на АЯР се увеличава с 5 щатни бройки за инспектори и достига 107 души.

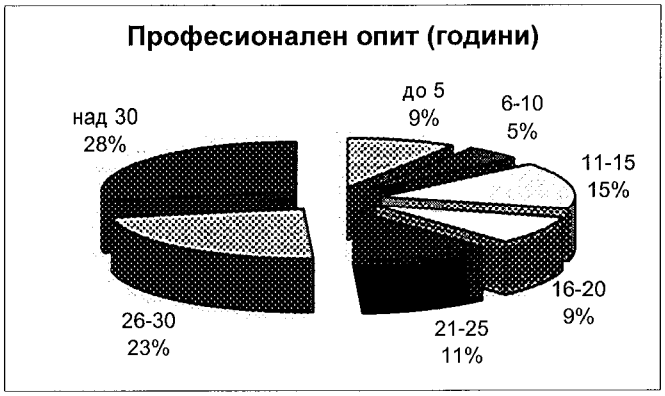


Общата администрация, която осигурява технически дейността на председателя и осъществява дейности по административното обслужване на гражданите и юридическите лица е с численост 26 щатни бройки.

Специализираната администрация е

организирана в дирекции, които подпомагат председателя на агенцията при осъществяване на неговите регулиращи и контролни функции по отношение на дейностите с ядрени съоръжения, други източници на йонизиращи лъчения и аварийна готовност, ядрен материал и радиоактивните отпадъци. Специализираната администрация е с численост 81 щатни бройки.

Средната възраст на служителите на АЯР е 45 години.



Повече от 60% от инспекторите имат над 20 години опит в областта на ядрената безопасност и радиационната защита. Сравнително ниската средна възраст на служителите и съответстващия голям трудов опит са една от характеристиките на ведомството, осигуряващи приемственост и запазване на знанията и компетентността в организацията. Служителите в АЯР се назначават с конкурс. При подбора на кадри се търсят възможности за създаване на приемственост и назначаване на по-млади кадри с необходимата висока квалификация. Поставените високи изисквания към кандидатите са не само в областта на техническите познания, но и личностни качества, като способност за работа в екип, комуникационни умения, желание за развитие в кариерата и др. Резултатите са изграждане на единен и сплотен колектив със способности да изпълни поставените задачи, независимо от тяхната трудност.

Инспекторите и експертите с висше образование са 97%, като над 50 % от тях са жени. През 2004 г. няма напуснали инспектори, което говори за добрите условия на труд, осигурени от ръководството. Назначени са трима служители чрез конкурс, а чрез вътрешен конкурентен подбор са преназначени двама служители на ръководна и експертна длъжност.

През 2003 г. в АЯР е открит нов Учебен център за обучение на кадри. Основният източник на финансиране за изграждането и оборудването на центъра е бюджета на АЯР. Част от оборудването, необходимо за ефективната работа на центъра, е предоставено от Комисията за ядрено регулиране на САЩ, чрез МААЕ, по проекта за укрепване на АЯР. С откриване на учебния център, АЯР постави начало на изпълнението на програмата си за интензивно обучение на новопостъпили служители. Провеждането на поредица от национални и международни технически срещи, курсове за обучение и семинари целят запознаване на служителите с международните и национални практики по прилагане на регулиращ подход, изискванията на новата регулаторна рамка, изграждане на подзаконовата нормативна база в съответствие със ЗБИЯЕ и Европейското законодателство.

АЯР получи през април 2005 г. като дарение от правителството на САЩ, мобилна лаборатория за радиационен мониторинг. Лабораторията е предназначена за аварийния екип на АЯР, който съвместно с компетентните държавни органи, изпълнява своите задължения при ядрена и радиационна авария и нелегален трафик на ядрен материал и радиоактивни вещества. Инспекторите от дирекция "Радиационна защита и аварийна готовност" преминаха обучение за работа с мобилната лаборатория.

В изпълнение на Стратегията за обучение на служителите в държавната администрация, приета от Министерски съвет, е изготвен план за административно обучение. Този план е изготвен на базата на личните планове за обучение и обстоен анализ на необходимостта от посочения от служителите вид обучение, с отчитане на приоритетите на агенцията. Общият брой служители, преминали административно обучение през 2004 г., е 17, от които трима са назначени на ръководна длъжност. Обучението завърши с издадени удостоверения от Института по публична администрация и европейска интеграция.

През 2004 г. експерти от АЯР са участвали 47 пъти в учебни курсове, организирани от МААЕ, други международни организации и чуждестранни регулиращи органи. Над 70 са участията в международни семинари, конференции и заседания на работни групи. Добрата квалификация на персонала на АЯР се потвърждава и от факта, че експерти на агенцията са участвали 13 пъти като консултанти и членове на международни мисии през 2004 г.

Дейността на АЯР се финансира от държавния бюджет и от приходите от таксите, събирани по ЗБИЯЕ. Утвърдените със закона за държавния бюджет разходи за 2004 г. нарастват с 13% спрямо 2003 г. Ръстът на средната работна заплата спрямо края на 2002 г. е 20 %.

През 2003 г. се проведе мисия за преглед на регулиращата дейност (IRRT мисия) на МААЕ. Основните заключения на групата експерти, отразени в доклада от мисията са, че България вече е създала ефективна система за ядрено регулиране, като механизмите на финансиране и назначаване на специалисти осигуряват ресурсите на АЯР, необходими за независимо изпълнение на регулаторните дейности. АЯР разполага с опитен и компетентен персонал, който е мотивиран да работи на високо ниво. Експертите установиха редица добри практики, които бяха документирани, за да бъдат ползвани от други регулиращи органи.

РАЗДЕЛ F. ДРУГИ ОБЩИ РАЗПОРЕДБИ ПО БЕЗОПАСНОСТ

Член 21. Отговорност на притежателя на разрешение

"Член 21. Отговорност на притежателя на разрешение

1. Всяка договаряща се страна гарантира, че основната отговорност за безопасността при управление на отработеното гориво или радиоактивните отпадъци носи притежателят на съответното разрешение, и приема съответните мерки с цел да гарантира, че всеки притежател на такова разрешение носи своята отговорност.

2. Ако няма притежател на такова разрешение или друга отговорна страна, отговорността носи договарящата се страна, която има юрисдикция над отработеното гориво или радиоактивните отпадъци."

Кратък преглед на информацията, представена в рамките на Първия Национален Доклад

В рамките на Първия Национален Доклад са представени изискванията на ЗБИЯЕ, свързани с дейностите по управление на РАО и ОГ. Посочено е, че управлението на радиоактивните отпадъци и на отработеното гориво се извършва от юридически лица само след получаване на разрешение и/или лицензия за безопасното осъществяване на съответната дейност. Представени са подробно задълженията и отговорностите на лицензианта, произтичащи от ЗБИЯЕ.

Описани са законодателните мерки (чл. 73 от ЗБИЯЕ) за поемане на отговорност от държавата в случаите, когато не може да се установи наличието на отговорно лице за управлението на отработено гориво или радиоактивни отпадъци.

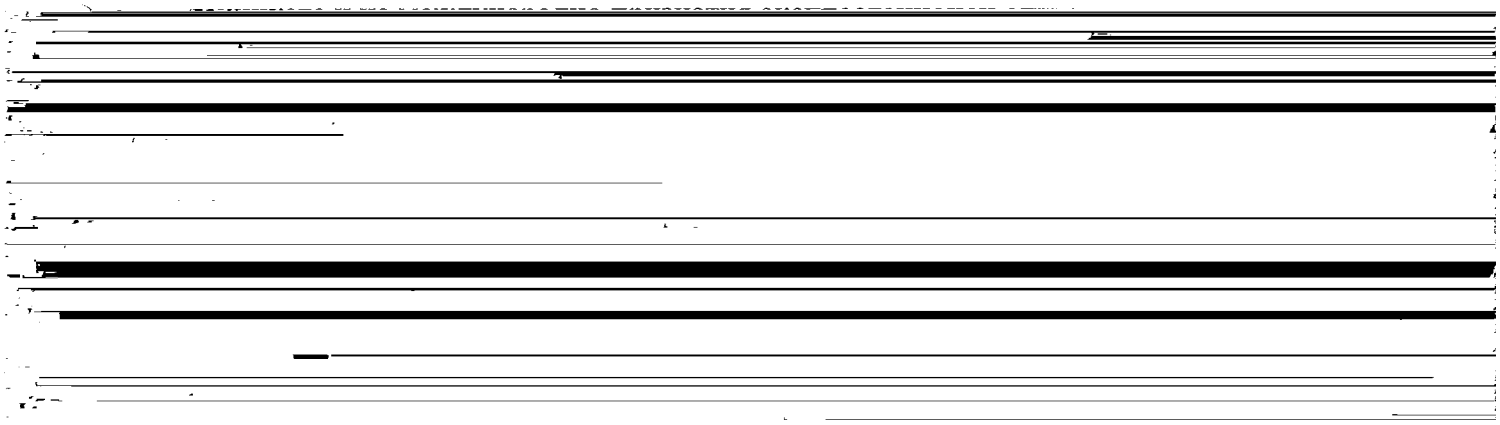
Промени в законодателната основа, свързани с отговорността на притежателя на разрешение или лицензия

В съответствие с изискванията на ЗБИЯЕ, през 2004 г. са приети редица наредби, в които са уточнени изискванията на закона свързани с отговорността на лицензианта.

Съгласно глава четвърта, раздел I от ЗБИЯЕ, управлението на ОГ се извършва от лице, получило лицензия за експлоатация на ЯС. Министерският съвет може да обяви ОГ за РАО при условие, че са налице условия за безопасно съхранение и погребване в съответно хранилище.

Съгласно глава първа на новоприетата *Наредба за безопасност при управление на РАО* лицензиантите предприемат мерки за осигуряване на безопасното управление на РАО като:

- отчитат взаимовръзките между всички дейности по генериране и управление на РАО;
- прилагат разделен подход при управление на РАО в зависимост от специфичните им характеристики;
- прилагат технологии и процедури, съответстващи на постиженията на науката и



всички етапи от тяхното съществуване;

- осигуряват финансово дейностите по управление на РАО.

Наредбата определя, че лицата, в резултат на чиято дейност се генерират РАО, носят отговорност за безопасното им управление от тяхното образуване до момента на предаването им на Държавно предприятие "Радиоактивни отпадъци" или освобождаването им от регулиращ контрол.

Съгласно *Наредбата за условията и реда за предаване на радиоактивни отпадъци на Държавно предприятие "РАО"* на предаване подлежат:

- радиоактивни отпадъци, които се генерират в резултат на дейността на лицензианти и титуляри на разрешения по смисъла на ЗБИЯЕ (производители на РАО);
- радиоактивни отпадъци от предишни практики;
- радиоактивни отпадъци, чийто собственик не е известен;
- радиоактивни отпадъци, внесени на територията на Република България и които не могат да бъдат върнати обратно;
- радиоактивни отпадъци, които са генерирани в резултат на дейността на производители на РАО, които са обявени в несъстоятелност или ликвидация.

Във всички случаи лицензиантът носи отговорност за осигуряване на ядрената безопасност, радиационната защита и физическата защита при прекратяване на лицензията до издаването на нова лицензия на нов титуляр или до безопасното извеждане от експлоатация на съоръжението (чл. 22, ал.3 от ЗБИЯЕ).

Член 22. Човешки и финансови ресурси

"Член 22. Човешки и финансови ресурси

Всяка договаряща се страна приема съответните мерки с цел да гарантира, че:

i. разполага с квалифициран персонал, необходим за дейностите, свързани с безопасността по време на експлоатационния срок на съоръжение за управление на отработено гориво и радиоактивни отпадъци;

ii. са налице достатъчно финансови ресурси за поддържане на безопасността на съоръжения за управление на отработено гориво и радиоактивни отпадъци за периода на експлоатацията им и за тяхното извеждане от експлоатация;

iii. осъществява финансово осигуряване, позволяващо изпълнението на подходящ ведомствен контрол и провеждането на мониторинг за периода от време, счетен за необходим, след затваряне на съоръжение за погребване."

Кратък преглед на информацията, представена в рамките на Първия Национален Доклад

В рамките на Първия Национален Доклад са представени изискванията на ЗБИЯЕ за наличие на достатъчно квалифициран и правоспособен персонал със съответното ниво на образование и подготовка за всички дейности по експлоатацията на съоръженията за управление на ОГ и РАО. Представена е системата за получаване на правоспособност и провеждане на специализирано обучение на персонала в ЯС.

Описани са условията за издаване на лицензия за експлоатация на ЯС съгласно закона, свързани с наличието на достатъчно финансови и материални ресурси за поддържане високо ниво на безопасност за целия срок на експлоатация, както и за извеждане от експлоатация на съоръженията за управление на ОГ и РАО. Представена е в съответното приложение информация за човешките и финансови ресурси на операторите на съоръжения за управление на ОГ и РАО.

Представена е информация за финансирането на дейностите по управление на РАО чрез създаването на фонд "Извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения" и фонд "Радиоактивни отпадъци".

Промсни в законодателната основа, свързани с наличието на човешки и финансови ресурси.

В приетата през 2004 г. Наредба за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия се уточняват документите, които заявителят трябва да представи заедно с искането за издаване на лицензия или разрешение и чрез които той удостоверява съответствието с горните изисквания. В рамките на процедурата по издаване на лицензия регулиращият орган оценява съответствието на представените документи, както и на заявените данни и обстоятелства, с изискванията на ЗБИЯЕ и нормативните актове, издадени за неговото прилагане.

В новоприетата Наредба за условията и реда за придобиване на професионална квалификация и за реда за издаване на лицензии за специализирано обучение и на удостоверения за правоспособност за използване на ядрената енергия се определят:

- условията и редът за придобиване на професионална квалификация за извършване на дейности в ядрени съоръжения и с източници на йонизиращи лъчения (ИЙЛ);
- редът за придобиване на правоспособност;
- редът за издаване на лицензии за специализирано обучение;
- изискванията към системата за подбор и квалификация на персонала;
- изискванията към квалификацията и задължителното специализирано обучение на персонала в ЯС, включително минималните изисквания към съдържанието на учебните програми и продължителността на обучението за конкретни длъжности в различните видове ЯС.

В края на 2003 г. са приети нови наредби за определяне размера на вноските, реда на набиране, разходване и контрол на средствата по фонд "Извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения" и фонд "Радиоактивни отпадъци". С приемането на наредбите се

гарантира събирането достатъчно средства за ИЕ на ЯС и за дълговременното управление на РАО (включително погребването им), като средствата се осигуряват от вноските на лицата експлоатиращи ЯС и/или генериращи РАО, от държавния бюджет и от лихви и дарения.

Финансиране на ИЕ и управлението на РАО.

Финансирането на управлението на ОГ и РАО по време на експлоатацията на съоръженията се извършва от оператора. Финансирането на ИЕ и управлението на РАО след предаването им на ДП "РАО" се извършва от фондовете "ИЕЯС" и "РАО". Фондовете са самостоятелни, наличните средства се управляват прозрачно и по начин, осигуряващ доходността им, съобразно действащите законови разпоредби, осъществява се контрол върху разходите и те се правят само за оправдани цели, съобразени с направените вноски във фондовете.

Информация за движението на средствата във фонд "РАО" по години:

ПРИХОДИ

Години	Внесени суми в лева				
	НЕК-ЕАД	АЕЦ "Козлодуй"		Други	**ОБЩО:**
		вноски	лихви		
1999	4 230 000	-	-	983 219	**5 213 219**
2000	18 349 492	9 026 434	-	65 091	**27 441 018**
2001	12 567 000	13 249 909	-	542 365	**26 359 274**
2002	10 209 391	23 209 755		1 088 534	**33 567 189**
2003	-	23 447 914	553 394	1 467 659	**25 468 967**
2004	-	21 229 964	1 655 827	355 342	**23 241 133**
Към 30.06.2005	-	8 911 598	447 178	70 892	**9 429 668**
Общо:					**150720468**

РАЗХОДИ

Години	Разходвани суми в хил.лева				
	БАН-ИЯИЯЕ	АЕЦ "Козлодуй"	Други	ДП "РАО"	**ОБЩО:**
1999	373 250	1 978 845	29 108	-	**2 381 203**
2000	1 983 543	4 511 875	83 950	-	**6 579 368**
2001	3 497 820	7 124 660	126 160	-	**10 748 640**
2002	3 334 296	7 045 664	55 510	-	**9 439 784**
2003			67 891	-	**4 210 148**
2004	170 538	159 514	51 608	6 831 969	**7 213 628**
Към 30.06.2005	-	-	31 891	3 683 142	**3 715 033**
Общо:					**44 287 804**

Информация за финансирането на ИЕ на ЯС и движението на средствата във фонд "ИЕЯС" е дадена в текстовете по чл. 26 в този раздел на доклада.

Информация за практическото прилагане на изискванията на този член от страна на операторите на съоръжения за управление на ОГ и РАО, е представена в Приложение L-6.

Член 23. Осигуряване на качеството

"Член 23. Осигуряване на качеството

Всяка договаряща се страна приема необходимите мерки, гарантира създаването и внедряването на съответните програми за осигуряване на качеството, отнасящи се до

РАО и използваните съоръжения;

- повишаване културата на безопасност и квалификацията на персонала;
- разработване и прилагане на вътрешни документи (процедури, инструкции и методики) за осигуряване на безопасността и радиационната защита при управление на РАО;
- контрол на съответствието на дейностите по управление на РАО с изискванията за безопасност и радиационна защита;

С програмата за осигуряване на качеството при управление на РАО се определят:

хан;

- Програма за осигуряване на качеството при мониторинг, на ПХРАО-Нови хан;
- Програма за управление на околната среда, на ПХРАО-Нови хан

За СП „РАО-Козлодуй”

Програмите за осигуряване на качеството (ПОК) са разработени в съответствие с националните нормативни изисквания и препоръките на МААЕ.

наблюдение (мониторинг), измерваните показатели се обработват със статистически методи и информацията се публикува в два годишни бюлетина за обществеността. Стойности и допустимите отклонения на контролираните радиационни показатели при нормална работа и аварии се анализират и се предприемат коригиращи или превантивни мерки. Обемът на процедурите за радиационен контрол е съобразен с квалификацията на персонала, назначен в хранилището, който се обучава съгласно изискванията в длъжностната характеристика за всяко работно място. Обемът и формата на обучението е съобразена с Наредбата за условията и реда за придобиване на професионална квалификация.

Член 24. Радиационна защита по време на експлоатация

"1. Всяка договаряща се страна приема съответните мерки с цел да гарантира, че до края на експлоатационния ресурс на съоръжение за управление на отработено гориво или радиоактивни отпадъци:

i. дозовото натоварване на персонала и населението, предизвикано от съоръжението, се поддържа на такова ниско ниво, каквото е разумно достижимо, отчитайки икономическите и социалните фактори;

ii. нито едно физическо лице не получава в нормални условия дози на облъчване, превишаващи предписаните национални гранични стойности, в съответствие с международно приетите норми по радиационна защита; и

iii. са взети мерки за предотвратяване на непланирани и неконтролирани изтичания на радиоактивни материали в околната среда.

2. Всяка договаряща се страна приема съответните мерки да гарантира ограничаване на изхвърляния с цел:

i. поддържане на дозовото натоварване на такова ниско ниво, каквото е разумно достижимо, отчитайки икономическите и социалните фактори; и

ii. нито едно физическо лице не получава в нормални условия дози на облъчване, превишаващи предписаните национални гранични стойности, в съответствие с международно приетите норми по радиационна защита.

3. Всяка договаряща се страна приема съответните мерки с цел да гарантира, че до края на експлоатационния ресурс на регулирано ядрено съоръжение в случай на непланирано или неконтролирано изтичане на радиоактивни материали в околната среда се приемат съответните коригиращи мерки, целящи контролиране и смекчаване на радиологичните последствия от това."

Кратък преглед на информацията, представена в рамките на Първия Национален Доклад по този член

В рамките на Първия национален доклад са представени основните изисквания на ЗБИЯЕ в областта на радиационната защита, в това число законовите задължения на лицензиантите в случай на авария. Представена е и Наредбата за основни норми по

радиационна защита от 2000 г. заедно с установените с нея граници на облъчване на персонала и населението.

Първият национален доклад съдържа информация за механизмите за установяване на лимити на изхвърлянията при нормални и аварийни условия.

Представена е структурата на националните регулиращи и контролни органи по радиационна защита и техните правомощия и функции. В приложение са описани ведомствените структури по радиационна защита на основните оператори на съоръжения за управление на ОГ и РАО – АЕЦ "Козлодуй", изследователски реактор на БАН и ПХРАО Нови хан.

В Първия национален доклад се съдържа информация за мрежите за радиационен мониторинг на околната среда на лицензиантите, а така също информация за радиационния мониторинг, провеждан от централните държавни институции. Представена е информация за радиационното натоварване на персонала на големите оператори, за изхвърлянията от ядрените съоръжения и за радиационното въздействието на основните съоръжения върху населението.

Основни изисквания за радиационна защита

Основните принципи и изисквания по радиационна защита са дефинирани в ЗБИЯЕ и Наредбата за основни норми за радиационна защита (ОНРЗ-2004). Основните принципи са в съответствие с международно признатите – обосноваване, оптимизация и лимитиране на облъчването. ОНРЗ-2004 напълно съответства на изискванията на директивата на Европейската комисия 96/29 Euratom и на препоръките на ICRP 60. Граници на дозите дефинирани в ОНРЗ са както следва:

- границата на ефективната доза за персонал е 100 mSv в продължение на 5 последователни години, като максималната ефективна доза за всяка година не може да надхвърля 50 mSv;
- границите на годишните еквивалентни дози при спазване границите на ефективните дози, са: 150 mSv за очната леща; 500 mSv за кожата (тази граница се отнася за средната доза, получена от всяка повърхност с площ $1cm^2$, независимо от площта на облъчената повърхност); 500 mSv за ръцете до лактите, стъпалата и за глезените.
- допълнително се въвеждат изисквания при облъчването на работещи жени по време на бременност или кърмене, зародишът или плодът да бъде така защитен, както лице от населението и да не съществува вероятност от радиоактивно замърсяване на майката.

В ОНРЗ-2000 се определят следните граници на дозите при облъчване на населението:

- границата на годишната ефективна доза за лице от населението е 1 mSv;
- годишна ефективна доза до 5 mSv може да се допусне само при особени обстоятелства и при условие, че средната ефективна доза за 5 последователни години няма да превишава 1 mSv;
- граници на годишните еквивалентни дози, като се спазва границата на годишната ефективна доза за лице от населението, са както следва: за очна леща - 15 mSv, за кожата - 50 mSv (тази граница се отнася за средната доза, получена от всяка повърхност с площ $1cm^2$, независимо от площта на облъчената повърхност).

Новоприетият Закон за здравето, определя допълнителни изисквания за защита на лицата от въздействието на йонизиращи лъчения и регламентира организацията и провеждането на държавния здравен контрол за спазване на тези изисквания. Законът дава възможност за разрешаване, в случаите в които това е необходимо за спасяване на човешки живот или за предотвратяване на по-голямо облъчване, на аварийно облъчване на доброволци над приетите в ОНРЗ-2004 граници на дозите.

Ограничаване на дозите (dose constraints)

ОНРЗ-2004 въвежда принципа на квотиране на облъчването на населението от различни източници. За целите на оптимизацията на радиационната защита, в допълнение към въведените с ОНРЗ основни граници на дозите на облъчване, в специфичните за

съответната дейност нормативни актове се определят допълнителни дозови ограничения. Наредбата за осигуряване безопасността на ядрените централи определя следните дозови ограничения:

- При всички експлоатационни състояния на ЯЦ годишната индивидуална ефективна доза от вътрешно и външно облъчване на населението, предизвикана от въздействието на течните и газообразните изхвърляния в околната среда от всички ядрени съоръжения на площадката на ЯЦ, не трябва да бъде по-висока от 0.15 mSv за нови съоръжения и 0.25 mSv за заварени съоръжения;
- Годишната индивидуална ефективна доза от вътрешно и външно облъчване на населението на границата на радиационнозащитната зона и извън нея не трябва да бъде по-висока от 5 mSv за нови съоръжения и 50 mSv за заварени съоръжения, за първата година след проектна авария.

Аналогично с Наредба за безопасност при управление на РАО се въвеждат следните дозови ограничения за нови съоръжения:

- годишната индивидуална ефективна доза за съответната критична група лица от населението в резултат от нормалната експлоатация на едно или повече съоръжения за управление на РАО, разположени на една площадка, да не превишава 0,3 mSv;
- годишната индивидуална ефективна доза за съответната критична група лица от населението при проектни аварии в съоръжение за управление на РАО да не надвишава 5 mSv;
- годишната индивидуална ефективна доза за съответната критична група лица от населението в резултат от съществуване на съоръжение за погребване на РАО след неговото затваряне да не превишава 0,3 mSv.

Експлоатационен опит

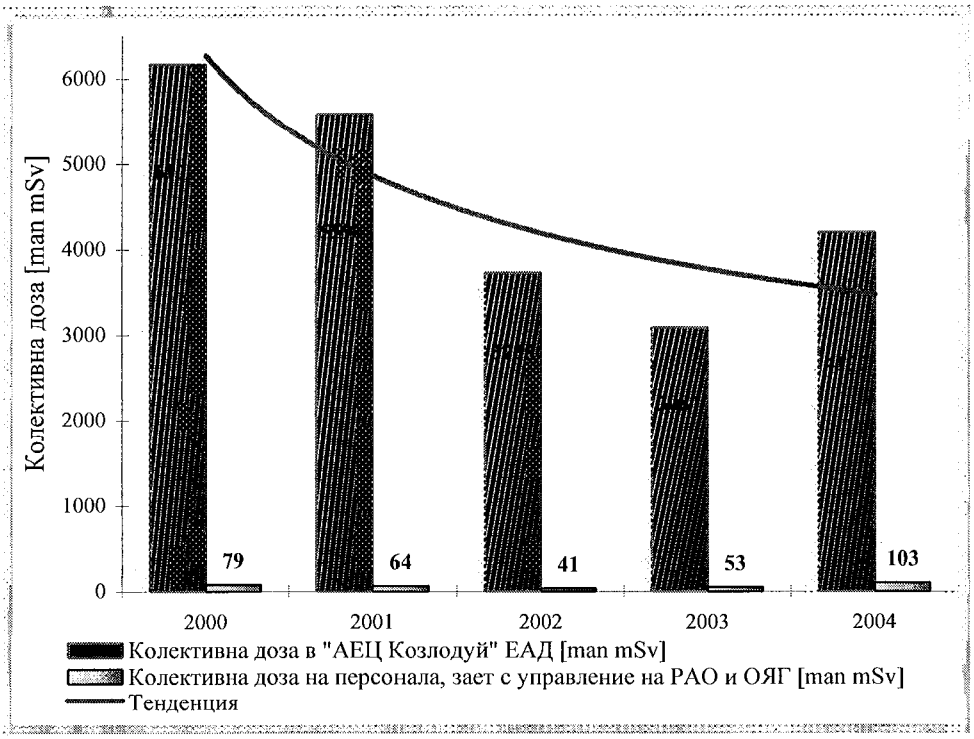
Дозово натоварване на персонала на АЕЦ "Козлодуй" / ДП "РАО"

Информация за професионалното облъчване на персонала, зает с управлението на РАО и ОГ, в периода 2002-2004 година е както следва:

Показател	2002 г.			2003 г.			2004 г.		
	РАО	ХОГ	АЕЦ	РАО	ХОГ	АЕЦ	РАО	ХОГ	АЕЦ
Максимална годишна индивидуална доза [mSv]	0.68	1.20	19.62	1.86	1.67	18.21	5.98	1.94	19.93
Годишна колективна ефективна доза [man mSv]	34.55	6.72	3735	44.19	8.43	3087	93.39	9.47	4199
Брой лица достигнали контролно ниво 20 mSv	0	0	0	0	0	0	0	0	0
Средна годишна индивидуална доза [mSv]	0.23	0.16	0.65	0.27	0.20	0.50	0.48	0.19	0.80
Доза от вътрешно облъчване към колективна доза [%]	0	0	2.8	0	0.02	2.9	0	0.03	1.4

Колективната ефективна доза на персонала, зает с управлението на РАО и ОГ през 2004 година, е 102.9 man mSv, т.е. 2.4% от колективната годишна доза в "АЕЦ Козлодуй" ЕАД. Стойността е по-висока от тази през 2003 година, което се дължи на проведените планови годишни ремонти на четири енергоблока и модернизациите на два от тях през 2004 година. За сравнение през 2003 година не е осъществяван планов годишен ремонт на пети блок, а през 2002 година на четвърти блок.

Колективна ефективна доза в "АЕЦ Козлодуй" ЕАД, 2000÷2004



Въз основа на представената информация могат да бъдат направени следните изводи по отношение на облъчването на персонала, зает с управление на ОГ и РАО в АЕЦ "Козлодуй":

1. Колективната годишна ефективна доза на персонала, управляващ РАО и ОГ, зависи от обема на изпълняваните ремонтни дейности в ЕП-1 и ЕП-2 и следва тенденциите на развитие на професионалното облъчване в "АЕЦ Козлодуй" ЕАД през последните пет години.

2. Няма регистрирани постъпления на радионуклиди в човешкия организъм при работа в контролираната зона на ДП "РАО-Козлодуй", а колективната доза от вътрешно облъчване в цех "ХОГ" е пренебрежимо малка в сравнение с колективната ефективна доза в "АЕЦ Козлодуй" ЕАД.

3. Максималната годишна индивидуална ефективна доза през последните пет години е в границите от 0.68 mSv до 5.98 mSv, което съставлява 12% от годишната граница за професионално облъчване съгласно наредбата за ОНРЗ.

4. Средната годишна индивидуална ефективна доза през последните три години е двукратно по-ниска от тази в "АЕЦ Козлодуй" ЕАД и не превишава 0.48 mSv.

5. В периода 2000-2004 година няма превишения на нормативни и административни граници за професионално облъчване.

Освободената през вентилационните тръби на АЕЦ "Козлодуй" активност и дозовото натоварване на населението вследствие на газоаерозолните изхвърляния за периода 2002-2004 г. са както следва:

Газо-аерозоляи изхвърляния	2002	2003	2004
Радиоактивни благородни газове, TBq	267	253	71.5
Йод-131, GBq	2.94	2.58	1.31
Радиоактивни аерозоли, GBq	1.71	1.33	0.11
Колективна ефективна доза [manSv]	$7{,}21.10^{-3}$	$5{,}28.10^{-3}$	$1{,}51.10^{-3}$
Индивидуална ефективна доза [Sv]	$3{,}36.10^{-8}$ - $3{,}76.10^{-7}$	$1{,}76.10^{-8}$ - $3{,}07.10^{-7}$	$5{,}83.10^{-9}$ - $6{,}53.10^{-8}$

Емисиите за 2004 г. са значително по-ниски от предходни години и са под 1% от технологичните норми за площадката. Причините за това намаление са в спирането на първи и втори блок, прилагането на осъвременена процедура за пресмятане и докладване на резултатите, както и в последователното прилагане на принципа ALARA в ежедневната дейност на централата.

През периода 2002-2004 г. в р.Дунав са освободени следното количество и активност дебалансни води:

Година	2002	2003	2004
Обем, [m^3]	142 706	101 816	102 585
без тритий, GBq	*7,96*	*5,25*	*1,93*
Тритий, TBq	20,38	19,36	13,06
Колективна доза [man.Sv]	$1{,}00.10^{-2}$	$9{,}73.10^{-3}$	$3{,}32.10^{-3}$
Индивидуална ефективна доза [Sv]	$5{,}93.10^{-6}$	$5{,}64.10^{-6}$	$2{,}47.10^{-6}$

От 2004 г. за пресмятането на дозите на населението от 30 км зона и критичната група в резултат на течните изхвърляния в р.Дунав се използва програма базирана на приетата от Европейския съюз (ЕС) методология CREAM. Всички оценки за цитирания период са преизчислени с този компютърен модел.

Освобождаваната през последните години от АЕЦ "Козлодуй" радиоактивност с газо-аерозолните и течни изхвърляния е в границите до 1.6 % от действащите в Република България норми и е съпоставима с обичайната практика в други страни, експлоатиращи ВВЕР ядрени реактори.

Сравнението на оценките на нормализираната колективна ефективна доза на населението за АЕЦ "Козлодуй" със средната величина за голям брой PWR реактори в световен мащаб показва пълна съпоставимост.

Оценките на дозовото облъчване на населението в 30 км зона потвърждават изводите за пренебрежимо малко влияние от експлоатацията на АЕЦ "Козлодуй" върху околната среда и населението.

Изхвърлянията от ХОГ и съоръжението за управление на РАО на ДП "РАО Козлодуй", СП "РАО – Козлодуй" се отчитат като част от изхвърлянията от площадката на централата. Дозите на населението в резултат от експлоатацията на тези съоръжения са включени в оценката на общото радиационно влияние върху населението от всички съоръжения на

площадката. Според оценките на ТОБ на ЦПРАО приносът на цеха към газоаерозолните изхвърляния от площадката е по-малко от 0.1% при пълна натовареност на съоръженията и занижена ефективност на очистващите системи.

Съгласно условията на лицензията за експлоатация на съоръжението за управление на РАО от АЕЦ "Козлодуй", лицензиантът следва да представя в АЯР периодична информация за изхвърлянията от съоръжението. Изпълнението на това условие изисква въвеждане на контрол на изхвърлянията от съоръжението, във връзка с което понастоящем се изпълнява монтаж на система за определяне на радионуклидния състав на аерозолните изхвърляния.

ПХРАО Нови хан

Данните за дозовото натоварване на персонала на ПХРАО за периода 2000-2004 г.са представени в таблицата:

Доза/Време	2002	2003	2004
Минимална индивидуална доза, mSv/a	0.21	0.3	0.2
Максимална индивидуална доза, mSv/a	2.12	1.93	2.84
Средно дозово натоварване, mSv/a	1.18	1.08	1.8
Брой лица с дози над 20 mSv/a	0	0	0
Годишна колективна ефективна доза, man mSv	67.26	61.57	102.6
Доза от вътрешно облъчване към колективната доза, (%)	0	-	0

Колективната ефективна доза за персонала на ПХРАО Нови хан през 2004 година е 102.6 man mSv. Стойността е по-висока от тази през предходните години, което се дължи на по-големият обем дейности свързани с управление на закрити източници категории I и II на площадката на ПХРАО Нови хан, както и демонтаж и подготовка за превоз на такива източници до ПХРАО Нови хан.

Въз основа на представената информация могат да се направят следните изводи за професионално облъчване на персонала, зает с управление на РАО:

1. Колективната годишна ефективна доза на персонала, управляващ РАО, зависи от обема на изпълняваните дейности по на площадката на ПХРАО Нови хан и на площадкаите на генераторите на РАО.
2. Няма регистрирани постъпления на радионуклиди в човешкия организъм при работа в контролираната зона на ПХРАО Нови хан, прием на РАО на площадката на генератора, транспорт на РАО до ПХРАО Нови хан и участие в ликвидиране на аварийни ситуации в страната, свързани с радиоактивни източници
3. Максималната годишна индивидуална ефективна доза през последните пет години е в границите от 1.93 mSv до 3.15 mSv, което съставлява от 3.86 до 6.3% от годишната граница за професионално облъчване съгласно наредбата за ОНРЗ 2004.
4. В периода 2000-2004 година няма превишения на нормативни и административни граници за професионално облъчване.

Анализът на резултатите от мониторинга на околната среда показва, че радиационното въздействие на хранилището е пренебрежимо малко.

Член 25. Аварийна готовност

"1. Всяка договаряща се страна гарантира, че преди и по време на експлоатация на съоръжение за управление на отработено гориво или радиоактивни отпадъци са налице съответните аварийни планове за площадката и ако е необходимо, извън нея. Такива аварийни планове трябва периодично да се проверяват на подходящ интервал от време.

2. Всяка договаряща се страна приема съответните мерки за подготовка и проверка на аварийните планове за своята територия, доколкото съществува вероятност тя да

бъде засегната в случай на радиационна авария в съоръжение за управление на отработено гориво или радиоактивни отпадъци, намиращо се в близост до нейна територия."

Кратък преглед на информацията, представена в рамките на Първия Национален Доклад

Първият национален доклад по Единната конвенция коментира изискванията на ЗБИЯЕ за съществуване на вътрешни и външни аварийни планове на ядрените съоръжения, тяхната роля в лицензионния процес, създадената организация за аварийно планиране и готовност на национално ниво и изискванията за периодична проверка на плановете.

Представена е информация за организацията на аварийното планиране и реагиране на национално ниво и за функциите и задачите на различните служби. Също така е представена информация за съществуващите вътрешни и външни аварийни планове, за проведените в периода 1996 – 2003 г. аварийни учения и за участието на страната в международно проекти по аварийно планиране.

Промени в законодателната основа

През изтеклия период между представянето на двата национални доклада е извършен анализ на Наредбата за аварийно планиране и готовност за действие при радиационна авария (приета през 1998 г.) и са определени насоките за извършване на изменения и допълнения. При извършване на този анализ са следвани препоръките на МААЕ, залегнали в IAEA Safety Standard Series No. GS-R-2 "Preparedness and Response for Nuclear or Radiological Emergencies", както и в други препоръчителни документи на МААЕ. Отчетени са изискванията на Директивата на ЕС 89/618/Euratom от 27 Ноември 1989 за информиране на населението за прилагане на защитни мерки и поведение при радиационна авария и Решението на съвета относно формите на комуникация, с оглед на бързия обмен на информация в случай на радиационна опасност (87/600/Euratom). Резултатите от анализа са използвани при разработването на новата Наредба за аварийно планиране и аварийна готовност при ядрена и радиационна авария (обн ДВ бр. 71 от 13.08.2004 г.).

Наредбата се отнася за всички съоръжения, обекти и дейности, потенциални източници на радиационен риск, които са категоризирани в пет рискови категории в зависимост от възможната тежест на радиационните последици при авария. Рисковите категории са:

1. рискова категория I - ядрени съоръжения, в които постулирани изходни събития на площадката, включително изходни събития с много малка вероятност за възникване, могат да доведат до авария със значително изхвърляне на радиоактивни вещества в околната среда и тежки детерминистични здравни ефекти извън площадката;

2. рискова категория II - обекти, в които аварийните събития на площадката могат да доведат до авария, при която прогнозираната доза може да надхвърли границите на дозите за населението извън площадката, при което се изисква прилагане на неотложни защитни мерки на площадката;

3. рискова категория III - обекти, в които аварийните събития на площадката могат да доведат до авария, при която прогнозираната доза може да надхвърли границите на дозите за персонала и/или до замърсяване с радиоактивни вещества на площадката и прилагане на неотложни защитни мерки;

4. рискова категория IV - дейности с източници на йонизиращи лъчения (ИЙЛ), които могат да доведат до възникване на авария на произволно или предварително неопределено място и до възможност прогнозираната доза да надхвърли границите на дозите за населението и до замърсяване на околната среда с радиоактивни вещества, при което може да се наложи прилагане на неотложни защитни мерки;

5. рискова категория V - дейности, при които не се използват ИЙЛ, но вследствие на авария в рискови категории I, II, III и IV или при трансграничен пренос е възможно да се получи замърсяване с радиоактивни вещества, при което е възможно прогнозираната доза да

надхвърли границите на дозите за населението и може да се наложи прилагане на защитни мерки.

С новата Наредба за аварийно планиране и аварийна готовност при ядрена и радиационна авария е въведена категоризация на радиоактивните източници и дейностите с тях, съответстваща на препоръките на МААЕ в TECDOC-1344 "Categorization of Radioactive Sources".

Съгласно наредбата се въвежда нова класификация на авариите, които в зависимост от възможността за контрол на процесите при авария и тежестта на последиците от нея попадат в една от следните категории: "обща авария", "местна авария", "локална авария", "тревога".

Наредбата за аварийно планиране и аварийна готовност при ядрена и радиационна авария определя принципите, редът и критериите за прилагането на защитни мерки и действия за ограничаване, намаляване и предотвратяване на облъчването или възможността за облъчване и на вредните последствия за човешкото здраве, качеството на живот, имуществото и околната среда при авария, хронично облъчване или предишни дейности. Определени са нивата за намеса като стойности на прогнозираната доза и предотвратимата доза за определено време, мощността на дозата и специфичната активност, при достигането на които започва прилагане на защитни мерки и се извършва анализ на причините, довели до

разрешения по ЗБИЯЕ провеждат периодично аварийни учения и тренировки. За обекти и дейности от рискови категории I, II и III най-малко веднъж годишно се провеждат общо учение и аварийна тренировка под наблюдението на упълномощени представители на централната власт.

Последното, свързано с управление на РАО, общо аварийно учение в АЕЦ "Козлодуй", е проведено през 2001 г. по тема "Пожар в хранилище за РАО". През месец декември 2004 г. е проведено учение на тема "Авария с продължително оголване на касети с ОГ в ХОГ".

В СП "РАО – Козлодуй" са проведени четири противоаварийни тренировки в съответствие с тематичен план-график. През 2004 г. в ПХРАО – Нови хан са проведени две учения за действие при пожар на площадката и в района извън площадката.

За прилагане на външния авариен план се провеждат аварийни тренировки и пълномащабно аварийно учение, като последното се провежда поне веднъж на пет години. Последното пълномащабно национално учение е проведено през 2002 г.

България взема активно участие в провеждането на международни учения и тренировки за действие при ядрена авария. В периода 2003 – 2005 г. страната е взела участие в следните международни учения и тренировки:

1. Международно учение INTEX-2003 за упражняване на системата за стандартно докладване на НАТО за ядрени и химически инциденти – март 2003 г.
2. Международно учение ConvEx-2c за обмен на информация чрез специализирания авариен сайт (ENAC) на МААЕ – февруари 2004 г.
3. Международно учение ConvEx-2b за обмен на информация чрез стандартните форми за докладване EMERCON на МААЕ – август 2004 г.
4. Международно учение ConvEx-2c за обмен на информация чрез специализирания авариен сайт (ENAC) на МААЕ – февруари 2005 г.
5. Международно учение INTEX-2005 за упражняване на системата за стандартно докладване на НАТО за ядрени и химически инциденти – април 2005 г.
6. Международно учение ConvEx-3 (2005) за действия в случай на ядрена авария – май 2005 г.
7. Международно учение ConvEx-2b за обмен на информация чрез стандартните форми за докладване EMERCON на МААЕ – август 2005 г.

Освен тези учения се провеждат и редовни ежегодни тренировки. За периода са проведени общо шест противоаварийни тренировки в съответствие с тематични план-графици. Резултатите от тях са отразени в дневник за противоаварийни тренировки. През 2004 г. са проведени тестове на комуникациите на национално ниво (около 50 теста) и на международно ниво (5 теста), за което АЯР е разработила специална бланка, а до 31.08.2005 г. са проведени съответно 60 и 7 комуникационни теста.

Проверка на аварийната готовност

АЯР упражнява контрол на аварийното планиране и готовност в ядрените обекти и обектите, използващи източници на йонизиращи лъчения (ИЙЛ) по предварително разработен план за контролната дейност. Прилагат се дефинираните в ЗБИЯЕ и описани подробно в първия Национален доклад видове контролът на различни етапи при извършването на дейности – превантивен, текущ и последващ контрол. Проверки на приложимостта на аварийните планове се извършват и на практика по време на провеждане на учения и тренировки. По този начин на различни етапи от дейността се проверява изпълнението от лицензианта на изискванията по аварийна готовност. Лицензия се издава само след отстраняване на забележките (ако има такива) по вътрешния авариен план.

Базата за разработване на аварийните планове е разработен предварително от лицензианта и приет (одобрен) от регулиращия орган анализ на надпроектни и тежки аварии. Прегледът на този анализ от АЯР включва и проверка на спазването на дозовите ограничения и на критериите за вземане на решения за прилагане на защитни мерки. При проверка на аварийните планове се следва последователността описа по-долу:

1. Проверка/сравняване на съответствието между направения анализ и описаните в аварийния план инициращи събития;
2. Проверка и доказване от страна на лицензианта, че планираните в аварийния план сили и средства за ликвидиране на възможната най-тежка авария са достатъчни (прилага се консервативен подход) и е създадена организация за адекватно реагиране;

Предприетите мерки, свързани с извеждането от експлоатация на 1 и 2 блок на АЕЦ "Козлодуй" са изложени в Приложение L-12 на Първия национален доклад.

Регулиране на извеждането от експлоатация

Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия от 2004 г. съдържа изисквания към лицензионния процес и лицензионните документи, вкл. изисквания за структура и съдържание на плана за извеждане от експлоатация. Окончателният план за извеждане от експлоатация на ядрено съоръжение се представя на председателя на АЯР три години преди реалния старт на неговото изпълнение. Планът съдържа описание и обосновка на мерките, гарантиращи осигуряване на безопасността при ИЕ на ядреното съоръжение, като: поддържане на достатъчно персонал с необходимото ниво на квалификация, концепция за радиационна защита, програми за радиационен мониторинг, вътрешен авариен план на съоръжението, оценка на необходимите финансови ресурси и източниците на финансиране и др.

През 2004 г. като част от пакета нормативни актове по прилагане на ЗБИЯЕ беше приета и *Наредба за безопасност при извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения.* Наредбата съдържа повечето от изискванията на съответната отменена наредба по ЗИАЕМЦ, които са коментирани подробно в първия национален доклад по Конвенцията. В разпоредбите на този нормативен акт са включени изисквания за ранно планиране на извеждането от експлоатация и отчитане на изискванията за безопасно извеждане от експлоатация при проектиране, строителство и експлоатация на съоръженията.

През месец юни 2005 г. АЯР извърши проверка на организацията, изпълнението и планирането на дейностите по подготовка за извеждане от експлоатация на 1-ви и 2-ри блок на "АЕЦ Козлодуй". Констатирано е забавяне в изпълнението на планираните дейности,

i. да гарантира, че поокритичността и отвеждането на остатъчното топлоотделяне на всички етапи от управление на отработеното гориво са адекватно взети под внимание;

ii. да гарантира, че генерирането на радиоактивни отпадъци, свързани с управлението на отработеното гориво, се поддържа на практически възможното минимално ниво, съответстващо на приетата политика на ядреногоривния цикъл;

iii. да отчете взаимната зависимост на различните етапи при управление на отработеното гориво;

iv. да осигури ефективна защита на отделните лица, обществото и околната среда чрез прилагане на национално ниво на съответните методи за защита, утвърдени от регулиращия орган, в рамките на националното законодателство, което съответно отчита одобрените на международно ниво критерии и норми;

v. да отчете биологическия, химическия и други рискове, които могат да бъдат свързани с управлението на отработеното гориво;

vi. да се стреми да избягва действия, които подлагат на обосновано предвидими последствия бъдещите поколения, по-големи от тези, допуснати за сегашното поколение;

vii. да цели да избегне налагането на непосилно бреме върху бъдещите поколения."

Кратък преглед на информацията, представена в рамките на Първия национален доклад

Посочено е че, основните изисквания за безопасност при управление на ОГ са определени в ЗБИЯЕ и действащите тогава наредби.

Описани са основните изисквания на ЗБИЯЕ, свързани с прилагането на принципа ALARA и защитата на живота, здравето и условията на живот на бъдещите поколения. Посочено е, че лицензиантите са длъжни да извършват оценка на безопасността и да

предприемат действия и мерки с отчитане на съвременните научни достижения, собствения и международния експлоатационен опит.

Разгледани са подробно изискванията на Наредба № 3 за осигуряване безопасността на атомните централи при проектиране, изграждане и експлоатация и Наредба № 11 за безопасност при съхраняване на отработено ядрено гориво, с цел систематично излагане на техническите изисквания към съоръженията за управление на ОГ.

Описани са изискванията на Глава шеста на ЗООС, която регламентира извършването на оценка на въздействието върху околната среда (ОВОС) на инвестиционни предложения, свързани с управлението на ОГ. При изготвянето на ОВОС се отчитат биологическия, химическия и други рискове, които могат да бъдат свързани с управлението на ОГ.

Разгледани са мерките, които Република България предвижда за да осигури намаляването на радиационното натоварване на площадката на АЕЦ "Козлодуй" и избягване налагането на непосилно бреме върху бъдещите поколения.

Промени в законодателната основа, свързани с общите изисквания по безопасност

С приемането на новите наредби за прилагане на ЗБИЯЕ е завършено изграждането на системата от нормативни актове, регламентиращи общите изисквания по безопасност при управление на ОГ. Основните документи в тази област са:

- Наредба за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво;
- Наредба за осигуряване безопасността на ядрените централи;
- Наредба за осигуряване безопасността на изследователските ядрени инсталации.

През 2003 г., в изпълнение на изискванията на Закона за опазване на околната среда (ЗООС) е приета и Наредба за оценка на въздействието върху околната среда (ОВОС) за инвестиционни предложения за строителство, дейности и технологии.

Осигуряване на подкритичност и отвеждане на остатъчното топлоотделяне

Основните изисквания към осигуряването на подкритичността и отвеждането на остатъчното топлоотделяне в съоръжения за управление на ОГ са регламентирани в глава трета на Наредбата за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво.

Изпълнението на основните функции на безопасност - осигуряване на подкритичност и отвеждане на остатъчното топлоотделяне се осигурява чрез проекта на съоръженията за управление на ОГ. Контролът за изпълнението на функциите на безопасност се осигурява от експлоатиращата организация при всички дейности по управление на ОГ при нормална експлоатация на съоръженията и при проектни аварии.

За осигуряване на подкритичност в режим на нормална експлоатация и при проектни аварии ефективният коефициент на размножаване на неутрони трябва да е по-нисък от 0,95. Подкритичността се осигурява основно чрез: ограничаване на стъпката на гнездата за съхраняване на касетите с ОГ; контрол върху разположението на касетите с ОГ; ограничаване на възможните размествания при превозване на площадката, манипулиране и съхраняване на ОГ в условия на нормална експлоатация и при външни въздействия. Дълбочината на изгаряне на ОГ може да се използва като параметър за обосновка на ядрената безопасност, само ако контролът за дълбочина на изгаряне на постъпващото в съоръженията ОГ се осъществява чрез технически средства.

В проекта на съоръженията за управление на ОГ се предвиждат технически средства и организационни мерки, изключващи възможността за повишаване на температурата на обвивката на топлоотделящите елементи на ОГ над проектните пределни при условия на нормална експлоатация и при проектни аварии. В проекта се осигурява функцията на охлаждане на конструкционните материали на съоръжението за управление на ОГ под

проектните предели в условия на нормална експлоатация и при проектни аварии, както и резервираност на системите за принудително охлаждане на ОГ.

Проектът трябва да предвижда мерки за осигуряване на подкритичност и надеждно охлаждане на ОГ при пожари и при ликвидиране на последствията от възникнали пожари.

При използване на неизвлекаеми хетерогенни поглъщащи елементи на неутрони в стелажи и контейнери стъпката на решетката на разполагане на касетите с ОГ се определя с отчитане на поглъщащата способност на поглъщащите елементи. Не се допуска използване на извлекаеми хетерогенни поглъщащи елементи в конструкционните елементи на стелажите и контейнерите. Стелажи и контейнери, съдържащи поглъщащи добавки на неутрони в състава на конструкционните елементи, се проектират, изработват и контролират по такъв начин, че да се избегне недопустимото намаляване на поглъщащата способност при механично, химично или радиационно въздействие в условия на нормална експлоатация и при проектни аварии. В проектната документация се указва максимално допустимата стойност на намаляване на поглъщащата способност на поглътителите.

Наредбата регламентира и специфичните изисквания към изпълнението на основите функции на безопасност при съхранение на ОГ под вода и при сухо съхранение.

При експлоатацията на енергийни и изследователски ядрени реактори се получава ОГ, което се съхранява на площадката на съответния реактор. Поради това в наредбите за осигуряване безопасността на ЯЦ и изследователски ядрени инсталации са регламентирани съответните изисквания за отвеждане на остатъчното топлоотделяне от ОГ и за поддържане на подкритично състояние при съхраняване на горивото извън активната зона.

Минимизиране на РАО

Създаването на такива условия, че генерирането на РАО да бъде на най-ниското достижимо ниво по отношение на обем и радиоактивност е основно задължение на експлоатиращата организация, регламентирано в ЗБИЯЕ. Наредбите за осигуряване на безопасността при управление на ОГ, на ядрени централи и на изследователски ядрени инсталации поставят изисквания технологичните процеси по съхраняване на ОГ и предварителна обработка на РАО да се проектират така, че количеството РАО да бъде минимално. Проектът трябва да осигурява ограничаване на обема и активността на генерираните течни РАО до разумно достижимо ниско ниво чрез ефективни системи за очистване и многократно използване на радиоактивните флуиди, предотвратяване на изтичанията от системите, съдържащи радиоактивни флуиди, и намаляване честотата на събитията, изискващи съществени мерки за дезактивация. Системите за управление на РАО се проектират с отчитане на изискванията към безопасното управление на РАО през целия жизнен цикъл на съоръжението.

Принципът за минимизиране на РАО при управление на ОГ е приет и в Националната стратегия за управление на ОГ и РАО, одобрена през 2004 г. от Министерския съвет.

Отчитане на взаимната зависимост на различните етапи при управление на ОГ

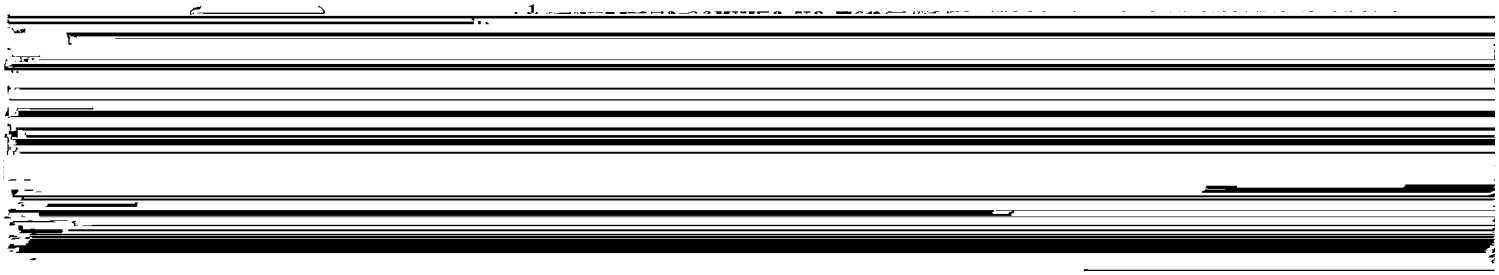
В националната стратегия за управление на ОГ и РАО от 2004 г. са разгледани отделните етапи при управление на ОГ и е направен подробен анализ на различните варианти за съхранение и преработка. При анализа са взети предвид редица фактори, свързани с безопасността, опазването на околната среда, финансирането, погребването на ВАО от преработката и др.

В наредбите за осигуряване на безопасността са поставени изисквания с проекта на ЯС да се осигури възможност за изваждане на ОГ за превозване, преработка или погребване през всеки един момент от експлоатацията на съоръженията. Експлоатиращите ядрени централи и изследователски ядрени инсталации са длъжни да поддържат съответния режим на съхранение на ОГ в приректорните басейни, така че да се осигури възможност горивото да бъде предадено за преработка или съхранение.

Защита на отделните лица, обществото и околната среда

Прилагането на принципа ALARA е регламентирано в чл. 3 на ЗБИЯЕ, съгласно който, при управление на ОГ облъчването на персонала и населението трябва се поддържа на възможно най-ниско разумно достижимо ниво.

Съгласно приетата *Наредба за осигуряване безопасността при управление на*



съоръжение в година.

Въздействието на съоръженията за управление на ОГ върху околната среда се разглежда в рамките на процедурата по ОВОС в случаите предвидени от ЗООС. Условията и редът за извършване на ОВОС, включително последващия контрол са регламентирани в *Наредбата за оценка на въздействието върху околната среда за инвестиционни предложения за строителство, дейности и технологии.*

Биологически, химически и други рискове

По принцип управлението на ОГ не носи съществен биологически, химически или друг конвенционален риск. Оценката на този вид рискове е обект на ОВОС, който се прилага в тези случаи по същия начин, както за всяка друга промишлена дейност.

Защита на бъдещите поколения

Защитата на живота, здравето и условията на живот на бъдещите поколения е основен принцип, изложен в ЗБИЯЕ. Лицензиантите са длъжни да извършват оценка на безопасността и да предприемат действия и мерки с отчитане на съвременните научни достижения, собствения и международния експлоатационен опит.

Съгласно *Наредбата за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво*, експлоатиращата организация планира и извършва периодична и систематична оценка на безопасността на съоръженията, оценка на радиационното въздействие върху околната среда през обосновани периоди от време на проектния срок на експлоатация на съоръженията и осигурява безопасна експлоатация с ниво на безопасност в съответствие с действащите нормативни изисквания. Периодът на оценка не може да надхвърля 10 години.

Избягване на непосилното бреме върху бъдещите поколения

За да се избегне налагане на непосилно бреме върху бъдещите поколения са предприети редица законодателни и регулиращи мерки. Законът за безопасно използване на ядрената енергия предвижда да се издава лицензия за експлоатация на ядрени съоръжения само на лице, което притежава достатъчно финансови, технически, материални ресурси и организационна структура, включително и за извеждане от експлоатация на съоръжението. Осигуряването на достатъчно финансови ресурси за безопасното прекратяване на дейността е основно задължение на експлоатиращия съгласно ЗБИЯЕ. Необходимите финансови средства за извеждането от експлоатация се осигуряват от фонд "Извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения".

Избягването на налагане на непосилно бреме върху бъдещите поколения е основен принцип в приетата от Министерския съвет Стратегия за управление на ОГ и РАО от 2004 г. При разглеждането на различните варианти за управлението на ОГ, Стратегията посочва като най-приемлив от гледна точка необременяването на бъдещите поколения вариантът за извозване на ОГ за преработка и връщането на ВАО за съхранение. Предвижда се новото хранилище за сухо съхранение на ОГ (в стадий на проектиране) да се използва в бъдеще за съхранение на ВАО от преработката на ОГ.

Предвижда се през 2007-2008 г. ОГ от изследователския ядрен реактор да бъде върнато в Русия, като за целта е създаден специален съвместен проект с МААЕ, Русия и САЩ.

Член 5. Съществуващи съоръжения

"Член 5. Съществуващи съоръжения

Всяка договаряща се страна предприема съответните мерки за преглед на безопасността на всяко съоръжение за управление на отработено гориво, съществуващо към момента на влизане в сила на тази конвенция за съответната договаряща се страна, и да гарантира, ако е необходимо, извършването на всички разумно практически осъществими подобрения по повишаване на безопасността на такова съоръжение."

Кратък преглед на информацията, представена в рамките на Първия Национален Доклад

Описани са в приложение съществуващите към датата на влизане в сила на ЕК, съоръжения за управление на ОГ. Предоставена е информация за извършените и планирани оценки на безопасността на ХОГ и басейните за отлежаване на касетите на енергийните блокове в АЕЦ "Козлодуй". Посочено е, че се планира оценка на безопасността на шахтохранилището на ИЯР ИРТ-2000 във връзка с предстоящата реконструкция на реактора.

Промени в законодателната основа, свързани преглед на безопасността на съществуващи съоръжения.

Оценката на безопасността на действащите съоръжения е регламентирана в националното законодателство като основно изискване за продължаване на лицензията за експлоатация на съоръжението, чиято продължителност не може да бъде по-голяма от 10 години. В преходните разпоредби на *Наредбата за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво* е регламентирано, че разпоредбите на наредбата се прилагат съответно по отношение извършването на промени, водещи до изменение на конструкции, системи и компоненти, важни за безопасността, на заварените съоръжения за управление на ОГ, които са въведени в експлоатация до влизането в сила на наредбата. В останалите случаи по отношение на заварените съоръжения за управление на ОГ се прилагат в максимална степен разпоредбите на наредбата, като за тези съоръжения се прилагат следните ограничения за дозите при експлоатация, проектни и надпроектни аварии:

1. годишната ефективна доза за лице от населението, предизвикана от въздействието на течните и газообразните изхвърляния в околната среда при всички експлоатационни състояния, трябва да бъде по-ниска от 0,25 mSv;

2. годишната индивидуална ефективна доза от вътрешно и външно облъчване на населението на границата на радиационнозащитната зона и извън нея не трябва да бъде по-висока от 50 mSv за първата година след проектна авария;

3. годишната индивидуална ефективна доза от вътрешно и външно облъчване на населението на границата на зоната за неотложни защитни мерки не трябва да бъде по-висока от 5 mSv за първата година след надпроектна авария и не повече от 1 mSv годишно за следващите години.

Лицата, които експлоатират съоръжения за управление на ОГ, въведени в експлоатация до влизането в сила на наредбата, са длъжни да приведат дейността си в съответствие с горните изисквания в срок две години от влизането в сила на наредбата.

Извършени прегледи на безопасността и подобрения на безопасността на съществуващи съоръжения

През 2004 год. е завършен *Отчет за техническа обосновка на безопасността на ХОГ* в 4 тома. Основните изводи са, че е осигурена техническата безопасност на ХОГ в условия на нормална експлоатация и проектни аварии. Направено е "*Допълнително изследване и анализ за носимостта на строителната конструкция на сградата на ХОГ за различни параметри на натоварване и комбинации от тях*" Основните изводи са, че носещите конструкции и фундирането на структурния обем в зоната на басейните са осигурени по отношение на деформации, премествания, пукнатиноустойчивост и напрежения в земната основа при допълнителни натоварвания.

Въз основа на представените отчети и анализи на безопасността АЯР издаде лицензия за експлоатация на ХОГ до 2014 год.

В периода 2003-2005 г, са реализирани следните мерки за подобряване безопасността на ХОГ:

- модернизация на управлението на кран мостов 160/32/8 t;
- въведено е автоматично измерване на електропроводността на водните потоци в ХОГ;
- монтирани са безконтактни цифрови нивомери на отсеците за съхраняване на ОГ;
- подмяна на оборудването, което не е преминало сеизмична квалификация;
- модернизация на системата за радиационен контрол. Приключил е монтажът на оборудването;
- температурният контрол на отсеците е разширен;
- провежда се търг за разработване и внедряване на информационна система за състоянието на оборудването и технологичните параметри на ХОГ;
- в процес на изпълнение е договор за оборудване на ХОГ с презареждаща машина;
- в процес на възлагане е проект за подмяна на системата за защити и блокировки с цифрова.

Условия на издадени лицензии за експлоатация, свързани с прегледи на безопасността и подобрения на безопасността на съществуващи съоръжения.

В лицензията за експлоатация на ХОГ от 2004 г. са вписани следните преходни условия:

- Разработване и изпълнение на програма за реализиране на мерки за повишаване на безопасността на ХОГ, произтичащи от проверката за съответствие с изискванията на новата нормативна база и приложимите стандарти в съгласувани с АЯР обем и срокове.
- Разработване на технологичен регламент за безопасна експлоатация на ХОГ, съдържащ обоснованите в новия отчет по оценка на безопасността (ТОБ) предели и

условия за експлоатация и в съответствие с приетите на международно ниво стандарти.

Разработване на програма за дългосрочно надеждно обезпечаване на ХОГ с

действащия към момента ЗООС изисква задължително извършване на ОВОС на планове, програми и инвестиционни предложения за строителство, дейности и технологии или техни изменения, изброени в Приложение № 1 на закона, като съоръженията за управление на ОГ са включени в приложението. Представени са изискванията на ЗООС за организиране на обществено обсъждане на резултатите от ОВОС съвместно от общинските органи и компетентния орган, който издава решението по ОВОС.

Изброени са задълженията на министъра на околната среда и водите във връзка с уведомяването на други държави за инвестиционни предложения за строителство, дейности

и технологии на територията на Република България, за които се предполага значително въздействие върху околната среда на тяхната територия

Отбелязано е, че Република България е страна по Конвенцията за оценка на въздействието върху околната среда в трансграничен контекст. Изброени са споразуменията за оперативно уведомяване при ядрена авария и обмен на информация за ядрени съоръжения със съседни държави.

Промени в законодателната основа, свързани с избор на площадка за предложени съоръжения.

Основните изисквания към избора на площадка за съоръжения за управление на ОГ са регламентирани в *Наредбата за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво*, приета през 2004 г. При избора на площадка за разполагане на съоръжения за управление на ОГ трябва да бъдат изследвани и оценени характеристиките на площадката, които могат да окажат влияние върху безопасността на съоръженията, както и влиянието на съоръженията за управление на ОГ върху населението (настоящо и бъдещо) и върху околната среда. Оценката на очакваното въздействие върху околната среда се извършва в съответствие с изискванията на глава шеста на ЗООС.

Площадката е подходяща за разполагане на съоръжения за управление на ОГ, ако при отчитане на специфичните за площадката характеристики е обосновано, че при тяхната експлоатация не се превишават нормите за радиационна защита на персонала и населението.

Документите, които заявителят е длъжен да представи с искането на разрешение за избор на площадка са изброени в *Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия*. Те включват:

- концептуално описание на ядреното съоръжение, обща характеристика и критерии за приемливост на площадките;
- план-задание за извършване на предварителни проучвания;
- програма за осигуряване на качеството при извършване на дейността, която съдържа описание на общите мерки за изпълнение на проучванията за избор на площадка, методите за тяхното изпълнение и оценката им, както и описание на системата за контрол и съхраняване на документите, свързани с дейността.

Към искането за издаване на заповед за одобряване на избраната площадка се прилага предварителен отчет за анализ на безопасността, който съдържа следните данни:

- сравнение на предлаганите площадки от гледна точка на ядрена безопасност и радиационна защита и избор на вариант, при което се отчитат: влиянието на факторите с техногенен и природен произход върху безопасността на съоръжението; радиационното влияние на съоръжението върху населението и околната среда; специфичните характеристики на площадката от значение за мигрирането и натрупването на радиоактивни вещества; възможностите за прилагане на мерки за защита на населението в случай на авария; размерите на зоните с особен статут и на зоните за аварийно планиране;
- резултатите от извършеното проучване на характеристиките на избраната площадка, включително: географските, топографските и демографските условия; техногенните фактори; хидро-метеорологичните условия; геоложките, хидроложките, сеизмичните и инженерно-геоложките условия; специфичните характеристики на площадката и на района за целите на аварийното планиране, управлението на авариите и физическата защита;
- списък на литературните източници, от които са използвани данни и информация за обосновка на предлаганата площадка;
- списък на лицата, които са участвали в подготовката на документите и в изследванията на площадката, както и данни за квалификацията на тези лица.

Освен предварителния отчет се изискват и:

- програми за наблюдения на площадката, включително: сеизмичен мониторинг, режим на подземните и повърхностните води и наблюдение на други природни явления;
- решение по оценка за въздействието върху околната среда (ОВОС);
- програма за допълнителни изследвания на избраната площадка, когато представеният отчет за анализ на безопасността доказва необходимостта от такива изследвания;

Когато се предвижда ядреното съоръжение да бъде разположено на площадката на вече изградено и въведено в експлоатация друго ядрено съоръжение, в предварителния отчет за анализ на безопасността се отчита възможното влияние върху безопасността на предлаганото ново ядрено съоръжение и на другите ядрени съоръжения, разположени на същата площадка.

Както е споменато в първия национален доклад, ЗООС регламентира извършването на оценка на въздействието на съоръжението върху околната среда, включително и трансграничните аспекти на тази оценка.

Редът за извършване на ОВОС е регламентиран в приетата през 2003 г. *Наредба за*

на отработено гориво са потвърдени от опита, изпитание или анализ."

Кратък преглед на информацията, представена в рамките на Първия Национален Доклад по този член.

Описани са изискванията на действащите към момента наредби за прилагане на ЗИАЕМЦ, относно проектиране и изграждане на съоръжения за управление на ОГ. Отбелязано е, че поддържането на високо ниво на качеството е задължение за всички лица,

извършващи дейности по ЗБИЯЕ. Представени са изискванията относно началното планиране на извеждането от експлоатация на етап проектиране и строителство.

Промени в законодателната основа, свързани с проектирането и изграждането на съоръжения.

Основните изисквания към проектирането и изграждането на съоръжения за управление на ОГ са регламентирани в *Наредбата за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво*, приета през 2004 г.

Наредбата определя подробно изискванията към проекта на съоръженията за управление на ОГ, включително и специфични технически изисквания за самостоятелни съоръжения за управление на ОГ при технология на съхраняване "под вода" и "сухо съхранение". Съгласно Наредбата безопасността на съоръженията за управление на ОГ се осигурява чрез:

- прилагане на консервативен подход при определяне на бариерите и нивата на защита;
- високо качество на проекта, строителството и оборудването;
- прилагане на доказани в практиката технологии;

Наредбата изисква проектът на съоръженията за управление на ОГ да съдържа предварителен ООБ при съхраняване, превозване на площадката и манипулиране с ОГ при нормална експлоатация и при проектни и надпроектни аварии. След изграждане на съоръженията, ООБ се актуализира в съответствие с текущото състояние на съоръжението. В проекта трябва да бъде предвиден и обоснован срок на експлоатация на съоръженията и ресурс на оборудването. Изисква се проектът на съоръженията за управление на ОГ да съдържа раздел за извеждане от експлоатация.

Приетата през 2004 г. *Наредба за осигуряване безопасност при извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения* задължава титулярът на разрешението за проектиране или строителство да разработи предварителни и междинни концепции и планове за извеждане от експлоатация на ядреното съоръжение. Концепцията разглежда и обосновава следните технически мерки и решения, улесняващи дейностите по извеждането от експлоатация:

- подходящо разположение на съоръженията, системите и компонентите на ядреното съоръжение, както и на съоръженията за дезактивация, манипулиране и дистанционни работи с отчитане на възможностите за улеснен демонтаж и транспортиране;
- конструкционните материали, съоръженията и системите се избират и проектират така, че да бъде улеснена дезактивацията и да бъде намалено до възможния минимум радиоактивното замърсяване и разпространението на радиоактивни вещества и на количествата генерирани РАО, включително тези при извеждането от експлоатация.

Концепцията трябва да съдържа предварителни анализи и оценки на въздействието от извеждането от експлоатация на ядреното съоръжение върху населението и околната среда. С цел обосноваване на своевременното финансово осигуряване на дейностите по извеждане от експлоатация на ядреното съоръжение концепцията трябва да съдържа:

- предварителна оценка за необходимите финансови средства, определени въз основа на прилагани и утвърдени методи и технологии за извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения и методи за технико-икономически оценки;
- начините и механизма за осигуряване и управление на необходимите финансови средства въз основа на действащата в областта нормативна уредба.

Издадени разрешения за проектиране на съоръжения за управление на ОГ.

През м. август 2004 в АЯР постъпи искане за разрешение за проектиране на хранилище за сухо съхранение на ОГ. Като се имат предвид вече влезлите в сила *Наредба за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво* и *Наредба за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия,* при последвалата процедура по издаване на разрешение за първи път са приложени в пълен обем новите изисквания. На 28.12.2004 г. Председателят на АЯР издаде на АЕЦ "Козлодуй" разрешение за проектиране на ядрено съоръжение. В изпълнение на преходни условия от издаденото разрешение, през м. май 2005 в АЯР са представени "Детайлно съдържание на техническия проект". Предстои представянето на "Детайлно съдържание на отчета от оценката на безопасността" и "Техническо задание за извършване на независима верификация на междинния отчет за анализ на безопасността".

Член 8. Оценка на безопасността на съоръжения

"Член 8. Оценка на безопасността на съоръжения

Всяка договаряща се страна приема съответните мерки с цел да гарантира, че:

i. преди изграждането на съоръжение за управление на отработено гориво се извършват систематична оценка на безопасността и оценка на въздействието върху околната среда, съответстващи на риска от неговата експлоатацията до изтичане на експлоатационния му срок;

ii. преди експлоатация на съоръжение за управление на отработено гориво са изготвени актуализирани и подробни варианти на оценката на безопасността и оценката на въздействието върху околната среда, когато се счете за необходимо да се допълнят оценките, посочени в ал. i."

Кратък преглед на информацията, представена в рамките на Първия Национален Доклад по този член.

Описани са изискванията на действащите към момента наредби за прилагане на ЗИАЕМЦ, относно оценка на безопасността на съоръжения за управление на ОГ. Посочено е, че извършването на оценка на безопасността е основно задължение на лицензиантите и че проектите на съоръженията за управление на ОГ трябва да съдържат предварителни отчети за обосноваване на безопасността. Представена е информация относно извършването на оценка на въздействието върху околната среда.

Промени в законодателната основа, свързани с оценка на безопасността на съоръжения.

Извършването на систематична оценка на безопасността и оценка на въздействието върху околната среда, съответстващи на риска от експлоатацията на съоръженията за управление на ОГ е регламентирано в *Наредбата за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво*, и *Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия* приети през 2004 г.

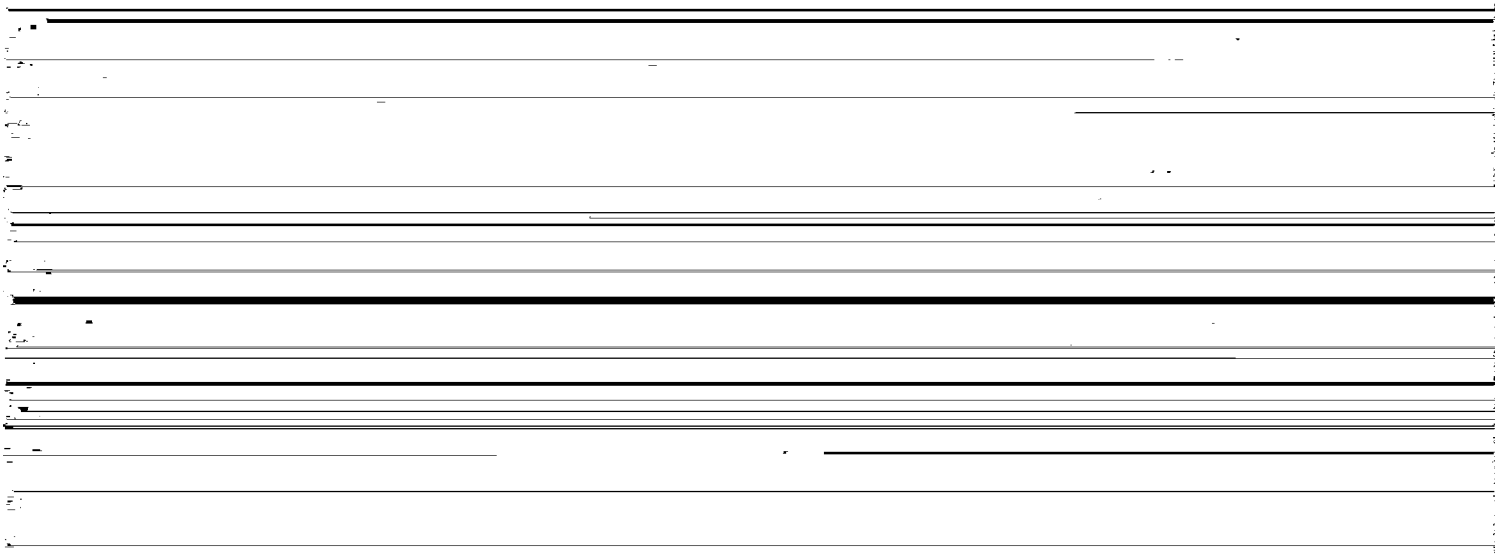
При избора на площадка за разполагане на съоръжения за управление на ОГ трябва да бъдат изследвани и оценени характеристиките на площадката, които могат да окажат влияние върху безопасността на съоръженията. Както е отбелязано в първия национален доклад, влиянието на съоръженията за управление на ОГ върху населението (настоящо и бъдещо) и върху околната среда се оценява в съответствие с изискванията на *Закона за опазване на околната среда.*

Проектът на съоръженията за управление на ОГ трябва да съдържа предварителен ООБ, който се актуализира в съответствие с текущото състояние на съоръжението след неговото изграждане. В ООБ се съдържат технически и организационни мерки, анализ и оценка на безопасността, доказва се изпълнението на основните функции на безопасност, определя се рискът от изходни събития, разгледани в проектите, демонстрира се достигането на целите и

критериите за безопасност. Отчетът за оценка на безопасността отразява фактическото състояние на съоръженията през целия им експлоатационен срок и в периода на извеждане от експлоатация.

Към искането за издаване на заповед за одобряване на избраната площадка за ЯС задължително се прилага предварителен отчет за анализ на безопасността на ядреното съоръжение. Изискванията към съдържанието на отчета са определени подробно в *Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия.* По важните от тях са:

- общо описание и характеристики на ядреното съоръжение;
- основните цели, принципи и критерии за безопасност, които се прилагат при обосновката на безопасността на ядреното съоръжение;
- видовете и количествата РАО, които се очаква да бъдат получени в резултат на експлоатацията на съоръжението, начина на тяхното управление до окончателното



iii. експлоатацията, техническата поддръжка, мониторинга, инспектирането и изпитанията на съоръжение за управление на отработено гориво се извършват в съответствие с установените процедури;

iv. инженерна и техническа поддръжка е налице във всички области, свързани с безопасността, в продължение на целия срок на експлоатация на съоръжение за управление на отработено гориво;

v. инциденти, значими за безопасността, се докладват своевременно от притежателя на съответното разрешение на регулиращия орган;

vi. са внедрени програми за събиране и анализ на съответния експлоатационен опит и там, където е необходимо, са предприети мерки, произтичащи от получените резултати;

vii. са изготвени планове за извеждане от експлоатация на съоръжение за управление на отработеното гориво и при необходимост се актуализират с използване на информацията, получена по време на експлоатационния срок на това съоръжение, и са съгласувани от регулиращия орган."

Кратък преглед на информацията, представена в рамките на Първия Национален Доклад по този член.

Представена е информация за изискванията на ЗБИЯЕ относно издаването на лицензия за експлоатация на ядрени съоръжения. Описани са изискванията на действащите към момента наредби към въвеждането в експлоатация и експлоатацията на съоръжения за управление на ОГ.

Посочено е, че технологичните регламенти са основните документи, определящи безопасната експлоатация на съоръженията за управление на ОГ. Те съдържат пределите и условията за безопасна експлоатация и общия ред за изпълнение на операциите, свързани с безопасността на съоръженията. Регламентите се разработват и преразглеждат от лицензианта, с отчитане на собствения и международния експлоатационен опит.

Описани са изискванията на ЗБИЯЕ относно:

- наличие на съответната инженерна и техническа поддръжка във всички области, свързани с безопасността, в продължение на целия срок на експлоатация на съоръжението;
- притежаването на технически ресурси и достатъчно квалифициран и правоспособен персонал за целия срок на експлоатация на съоръжението;
- докладване на инциденти, свързани с безопасността;
- разработването и прилагането на процедури за анализ на собствения експлоатационен опит.
- изпълнението на мерки, улесняващи дейностите по извеждане на съоръжението от експлоатация.
- извършването на периодични оценки и регулиращи инспекции.

Промени в законодателната основа, свързани с експлоатацията на съоръжения.

С влизането в сила през 2004 г. на *Наредбата за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво, Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия* и *Наредбата за безопасност при извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения* е завършено оформянето на регулиращата рамка, свързана с експлоатацията на съоръженията за управление на ОГ.

Към заявлението за издаване на разрешение за въвеждане в експлоатация на ядрено съоръжение се прилага Програма за въвеждане на ядреното съоръжение в експлоатация, която определя отделните етапи за въвеждане в експлоатация, дейностите, които ще се извършват на всеки етап, и планираната продължителност на всеки етап. Програмата съдържа информация, която установява, че:

- са предвидени всички необходими изпитвания за потвърждаване на проектните характеристики на ядреното съоръжение, посочени в междинния отчет за оценка на безопасността;
- изпитванията са планирани поетапно, така че ядреното съоръжение да бъде подложено на по-леки условия на натоварване преди преминаването към по-тежки условия на натоварване;
- са предвидени периоди на задържане в процеса на въвеждане в експлоатация, при които съоръжението се експлоатира при определени условия през предварително определен период;

- е изготвен списък на системите и оборудването, необходими за отделните етапи на въвеждане в експлоатация;

Технологичния регламент за експлоатация на ядреното съоръжение, представен със заявлението за въвеждане в експлоатация съдържа пределите и условията за експлоатация,

До началото на всеки етап от въвеждането в експлоатация комисия от инспектори на АЯР, определена от председателя на АЯР, прави проверка на площадката за установяване на съответствието със заявените данни и обстоятелства и готовността за провеждане на етапа. За резултатите от проверката на място комисията съставя съответния протокол.

След провеждането на изпитванията и експериментите на всеки етап от въвеждането в експлоатация на ядреното съоръжение се съставят протоколи, които съдържат:

- списък на работите, извършени на съответния етап;
- анализ на съответствието на проектните с фактическите характеристики на оборудването, получени при изпитванията или експериментите;
- описание на проявените дефекти и откази;
- анализ и изводи за причините и допустимостта на отклоненията на фактическите от проектните характеристики и мерки за тяхното отстраняване.

Лицензия за експлоатация на ядрено съоръжение се издава след изпълнение на условията на разрешението за въвеждане на ядреното съоръжение в експлоатация, установено от комисия от инспектори на АЯР, определена със заповед на председателя на АЯР, която проверява представените от заявителя документи и извършва проверка на място.

Заедно със заявлението за издаване на лицензия за експлоатация на ядрено съоръжение заявителя представя и редица документи, включително:

- коригирани експлоатационни документи, представени с искането за издаване на разрешение за въвеждане в експлоатация, в които са отчетени резултатите от въвеждането на ядреното съоръжение в експлоатация;
- инструкции за експлоатация на съоръженията, системите и оборудването, важни за безопасността;
- графици и инструкции за изпитвания и контрол на състоянието на системите, важни за безопасността;
- план-график за техническо обслужване и ремонт на основното оборудване;
- правила, процедури и програми за обучение на персонала и за усъвършенстване и контрол на неговата квалификация;
- инструкция за реда за докладване и методите за анализ на експлоатационните събития;
- програма за управление на ресурса на оборудването на ядреното съоръжение за срока на действие на лицензията и през целия предвиден период на експлоатация, включително за контрол на състоянието на важни за безопасността на съоръжението компоненти;
- актуализиран план за извеждане на съоръжението от експлоатация.

Експлоатиращата организация разработва и прилага показатели и методика за оценка на нивото на безопасност при експлоатация, включително и програма за самооценка на безопасността, която съдържа оценка на достигнатото ниво на безопасност, сравнение с планираното ниво на безопасност и конкретни задачи за подобряване на безопасността.

Технологичният регламент за експлоатация се разработва на базата на проекта на съоръженията и предварителния ООБ и се коригира след въвеждане в експлоатация, след промени в проекта и след актуализирането на ООБ.

Експлоатиращата организация разработва и прилага система за съхраняване, обработка и анализ на информацията, свързана с експлоатацията на съоръженията, състоянието и отказите на системите и компонентите и с допуснатите грешки на персонала. Резултатите от анализите се отчитат системно и се прилагат за подобряване на експлоатационната практика, квалификацията на персонала и оптимизацията на поддръжката.

Изготвянето на планове за извеждане от експлоатация на съоръжение за управление на отработеното гориво е коментирано в текстовете по чл. 26 в раздел F на доклада.

Издадени лицензии за експлоатация на съоръжения за управление на ОГ.

Информация за издадената през 2004 г. лицензия за експлоатация на ХОГ е представена в текстовете по чл. 5 в този раздел на доклада.

Член 10. Погребване на отработено гориво

"Член 10. Погребване на отработено гориво

Ако договарящата се страна в съответствие със своята законодателна и регулираща основа е определила отработено гориво за погребване, то погребването на това отработено гориво се извършва съгласно задълженията по глава III, отнасящи се за погребването на радиоактивни отпадъци."

Съгласно ЗБИЯЕ Министерският съвет може да обяви отработеното гориво за

[redacted]

В изпълнение на това всяка договаряща се страна приема съответни мерки да:

i. гарантира, че подкритичността и отвеждането на остатъчното топлоотделяне по време на управление на радиоактивните отпадъци са адекватно взети под внимание;

ii. гарантира, че генерирането на радиоактивни отпадъци се поддържа на практически възможното минимално ниво;

iii. отчита взаимната зависимост на различните етапи при управление на радиоактивните отпадъци;

iv. осигури ефективна защита на отделните лица, обществото и околната среда чрез прилагане на национално ниво на съответните методи за защита, утвърдени от регулиращия орган в рамките на националното законодателство, което съответно отчита одобрените на международно ниво критерии и норми;

v. отчита биологическия, химическия и други рискове, които могат да бъдат свързани с управлението на радиоактивните отпадъци;

vi. се стреми да избягва действия, които подлагат на обосновано предвидими последствия бъдещите поколения, по-големи от тези, допуснати за сегашното поколение;

vii. цели да избегне налагането на непосилно бреме върху бъдещите поколения."

Кратък преглед на информацията, представена в рамките на Първия Национален Доклад

В Първия национален доклад са представени основните нормативни актове, регламентиращи изискванията на чл. 11 на Конвенцията, които по онова време са Закона за безопасно използване на ядрената енергия (ЗБИЯЕ), Закона за опазване на околната среда (ЗООС), Наредба № 7 на КИАЕМЦ от 1992 г. за събиране, съхраняване, преработване, складиране, превозване и погребване на радиоактивните отпадъци на територията на

	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004
Тв. РАО в суперпресовани варели	0	0	0	0	187	383	397	487	684	1032	1160	1250	1345	1522	1658
Тв. РАО съхранени във варели			165	407	636	862	1073	1253	1308	1308	1308	1236	1255	1215	1212
Непреработени тв. РАО	4300	5500	5585	5561	5568	5276	5269	4900	4598	4067	3705	3769	3883	3877	3835
Общо тв. РАО в хранилищата	4300	5500	5750	5968	6391	6521	6739	6640	6590	6407	6173	6255	6483	6614	6705

години

Един от важните механизми за минимизиране на крайния обем РАО за погребване е освобождаването от контрол (clearance) за което има регламентирани нива за освобождаване в *Наредбата за радиационна защита при работа с ИЙЛ*. Предстои разработването на детайлни ръководства за прилагане на процедурите по освобождаване от контрол. За момента се предвижда само безусловно освобождаване (unconditional clearance).

В резултат от въведените мерки за намаляване на количеството генерирани РАО от АЕЦ "Козлодуй" от средата на 90-те години на миналия век се наблюдава спиране на натрупването на твърди РАО в централата. Както се вижда на фигурата, количеството на натрупаните непреработени твърди РАО намалява, а общото количество съхранявани в централата твърди РАО е относително постоянно за последните десет години. Това се дължи на въвеждането на технологии за преработване на РАО, а така също на установяването на по-строг контрол върху движението на материали и повторното използване на замърсено оборудване.

Отчитане на взаимната зависимост на различните етапи при управление на РАО

Отчитането на взаимовръзките между етапите от управлението на РАО е едно от основните задължения на лицата, генериращи и управляващи РАО, дефинирано в *Наредбата за безопасност при управление на РАО*. Наредбата изисква управлението на РАО на всеки етап да улеснява бъдещите етапи от неговото управление и прилаганите методи на обработване на РАО да гарантират съответствие на получените РАО с критериите за приемане в съоръженията за съхранение и/или погребване. Наредбата задължава лицата, генериращи РАО да разработват програми за управление на РАО, покриващи всички генерирани РАО и всички етапи от тяхното управление. В случаите, в които управлението на РАО се осъществява от повече от едно лице, програмата се съгласува между участниците, но отговорността винаги остава у генератора. Такава, съгласувана с ДП "РАО", програма е разработена от "АЕЦ Козлодуй" и предстои да бъде одобрена от АЯР.

Наредбата за условията и реда за предаване на РАО на ДП "РАО" създава ефективен механизъм за отчитане на взаимовръзките в управлението на РАО в условията на съществуващи различни организации, участващи в отделните етапи на управлението на отпадъците. Наредбата изисква лицата, генериращи РАО подлежащи на предаване на ДП "РАО", да разработят програми, съдържащи технически спецификации на генерираните РАО, график за предаване на РАО на държавното предприятие, описание на мерките по осигуряване на ефективно управление и контрол на РАО от тяхното генериране до

РАО. По-подробна информация за планираните дейности по избор на площадка за национално хранилище за НСАРАО се съдържа в доклада по чл. 13, а за другите планирани мерки – в доклада по раздел К.

Член 12. Съществуващи съоръжения и предишни практики

"Всяка договаряща се страна приема своевременно съответните мерки за преглед на:

i. безопасността на всяко съоръжение за управление на радиоактивни отпадъци, съществуващо към времето на влизане в сила на конвенцията за тази договаряща се страна, и да гарантира, ако е необходимо, извършването на всички разумно практически осъществими подобрения за повишаване на безопасността на такова съоръжение;

ii. резултатите от предишни практики с цел определяне на необходимост от някаква намеса по отношение на радиационната защита, имайки предвид, че намаляването на вредното въздействие чрез намаляване на дозовото натоварване трябва да бъде достатъчно да оправдае щетите и разходите, в това число и социалната цена, свързани с една такава намеса."

Съществуващи съоръжения

Оценката на безопасността на действащите съоръжения е регламентирана в националното законодателство като основно изискване за продължаване на лицензията за експлоатация на съоръжението, чиято продължителност не може да бъде по-голяма от 10 години.

Прегледът на безопасността на съоръженията за управлението на РАО към блоковете на АЕЦ Козлодуй е част от извършваните за целите на лицензиране на блоковете

Балкан" ЕООД – с. Церово "Геородмет" ЕООД – Бухово. В процес на възлагане и изпълнение са проекти за техническа и биологическа рекултивация, както и проекти за мониторинг на обектите на: "Редки метали" ЕООД – Бухово; "Геостройкомплект" ЕООД – с. Калековец и "Подземно строителство" ЕООД – София. На всички обекти се извършва радиологичен мониторинг на околната среда.

Във връзка с констатация от първото съвещание за преглед на задълженията по Единната конвенция относно незадоволителното качество на изтичащите води от едно от хвостохрнилищата, Р България представя следната допълнителна информация: Въпросното хвостохранилище е разположено на 1км източно от град Бухово и до 1992 г. е обслужвало

дейността на хидрометалургичния завод "Металург" – Бухово. През 2001 г. е завършен проект за реконструкция на хвостохранилището, целящ укрепване на стената и изграждане на съоръжения, елиминиращи филтрацията на вода през хвоста и нейното попадане обратно в околната среда. Държавната приемателна комисия констатира през 2003 г., че съществуват проблеми с решаването на втората задача и през стената на съоръжението все още се просмукват води, съдържащи естествени радионуклиди в концентрации неколкократно надвишаващи допустимите норми. Във фаза на предпроектни проучвания е нов проект за хвостохранилището, целящ разрешаване на описаните проблеми.

Член 13. Избор на площадка за предложени съоръжения

"Член 13. Избор на площадка за предложени съоръжения

1. Всяка договаряща се страна приема съответните мерки с цел да гарантира, че за предложено съоръжение за управление на радиоактивни отпадъци са разработени и се прилагат процедури:

i. за оценка на всички фактори, свързани с безопасността на площадката, които могат да окажат влияние върху безопасността на такова съоръжение в продължение на неговия срок на експлоатация, а също и на съоръжение за погребване след затваряне;

ii. за оценка на възможното въздействие на такова съоръжение върху отделни лица, обществото и околната среда от гледна точка на безопасността, отчитайки възможните изменения на условията на площадката на съоръженията за погребване след затварянето им;

iii. за предоставяне на достъпна за членовете на обществото информация за безопасността на такова съоръжение;

iv. за консултиране на договарящи страни в съседство с такова съоръжение, доколкото съществува вероятност те да бъдат засегнати от него, и за предоставяне при тяхно поискване на общи данни, свързани със съоръжението, за да могат договарящите страни да направят оценка от гледна точка на безопасността на възможното въздействие на съоръжението върху техните територии.

2. В изпълнение на това всяка договаряща се страна приема съответните мерки с цел да гарантира, че такива съоръжения не оказват неприемливи въздействия върху други договарящи страни, разполагайки ги на площадки съгласно общите изискванията по безопасност, посочени в чл. 11."

Кратък преглед на информацията, представена в рамките на Първия национален доклад

В рамките на първия национален доклад са представени изискванията на ЗБИЯЕ относно разрешителния режим за избор на площадка на нови съоръжения и изискванията на ЗООС за осъществяване на ОВОС на такива съоръжения. Представена е информация за законовите изисквания за предоставяне на информация на обществеността и консултиране на потенциално засегнатите съседни страни. Първият национален доклад декларира намерението на Р България да изгради съвременна нормативна база по управление на РАО, съдържаща изисквания към площадките на съоръжения за управление на РАО и към процеса на избор на площадка.

Оценка на площадката на съоръжение за управление на РАО

Разрешителният режим за избор на площадка за съоръжение за управление на РАО е същият като този за друго ядрено съоръжение, дискутиран в чл. 7. Важна част от необходимата документация за одобряване на площадката от АЯР са предварителен отчет за оценка на безопасността и решение по ОВОС. В случай на съоръжение за погребване на РАО отчетът по безопасност включва оценка на експлоатационната и следексплоатационната безопасност на съоръжението.

Новата Наредба за безопасност при управление на РАО установява изисквания към площадките на съоръжения за управление на РАО, като е обърнато специално внимание на площадките на съоръжения за погребване на отпадъци. Изискванията към площадките на съоръжения за погребване на РАО включват списък на необходимите качества на площадката, осигуряващи дълготрайна стабилност на съоръжението и изолиране на радиоактивните отпадъци от населението и биосферата за периоди от време, далеч надхвърлящи експлоатационния срок на съоръженията.

Наредбата за безопасност при управление на РАО дефинира и процесът на избор на площадка, който е разделен на четири фази: разработване на концепция за погребване и планиране за избор на площадка; събиране на данни и анализиране на районите; характеризиране на площадките и потвърждаване на площадката. Наредбата определя и изисквания към организацията на процеса по избор на площадка и документите, които се изготвят за всяка от фазите.

Достъп до информация за безопасността

Достъпът до информация за безопасността на предложени съоръжения за управление на РАО се гарантира основно чрез прилагането на разпоредбите на закона относно осъществяването на задължителна процедура по ОВОС на подобно предложение.

Изпълнението на тези законови изисквания може да бъде видяно в представената по-долу информация за планираните дейности по избор на площадка за национално хранилище за погребване на ниско- и средноактивни РАО.

Избор на площадка за национално хранилище за погребване на РАО

Съгласно приетата от Министерския съвет през 2004 г. *„Стратегия за управление на отработеното ядрено гориво и на радиационните отпадъци"*, до 2014 г. в страната следва да заработи национално хранилище за погребване на ниско- и средноактивни отпадъци от ядрени съоръжения и ядрени приложения. Съгласно стратегията хранилището ще бъде модулно, приповърхностен тип, с обем на първия етап 50 000 $м^3$, достатъчен за погребване на натрупаните експлоатационни РАО и генерираните до завършване на етап "безопасно съхранение" РАО от извеждането от експлоатация на блокове 1-4 на АЕЦ „Козлодуй".

Предварителните проучвания и изследвания във връзка с погребване на ниско- и средноактивни РАО започват през 70-те години на миналия век с осъждането на различни концептуални варианти. В средата на 80-те се провеждат и полеви проучвателни работи на считани за перспективни площадки за погребване на ниско- и средноактивни РАО. От 90-те години на миналия век до приемането на Стратегията през 2004 г. е извършена голяма по обем работа, обхващаща основните дейности по фазите "разработване на концепция за погребване и планиране за избор на площадка"; "събиране на данни и анализиране на районите" и "характеризиране на площадките".

След създаването на ДП "РАО" през 2004 г. и приемането на Стратегията, предприятието реализира дейности по обобщаване на резултатите от извършената работа и планиране на бъдещите дейности за избор на площадка за национално хранилище за ниско- и средноактивни РАО. В резултат, през м. август 2005 г. ДП "РАО" подаде заявление до АЯР за разрешение за избор на площадка. Предложеният график за реализация на дейностите по избор на площадка за национално хранилище включва завършване на етап "потвърждаване на избраната площадка", вкл. осъществяване на дейностите по ОВОС и консултации с обществеността и заинтересованите страни до средата на 2006 г.

Член 14. Проектиране и изграждане на съоръжения

"Член 14. Проектиране и изграждане на съоръжения

Всяка договаряща се страна приема съответните мерки с цел да гарантира, че:

i. проектът и изграждането на съоръжение за управление на радиоактивни отпадъци осигуряват съответните мерки за ограничаване на възможните радиологични въздействия

върху отделните лица, обществото и околната среда, включително тези от изхвърляния или неконтролирани изтичания;

ii. на етап проектиране са взети под внимание концептуалните планове и при необходимост техническите предпоставки за извеждане от експлоатация на съоръжение за управление на радиоактивни отпадъци, различно от съоръжение за погребване;

iii. на етап проектиране са подготвени техническите предпоставки за затваряне на съоръжение за погребване;

iv. технологиите, включени в проекта и изграждането на съоръжение за управление на радиоактивни отпадъци, са потвърдени от опита, изпитание или анализ."

Кратък преглед на информацията, представена в рамките на Първия национален доклад

В Първия национален доклад са представени изискванията на ЗБИЯЕ за проектиране на ядрени съоръжения, които важат и за съоръжения за управление на РАО. Направено е заключението, че прилагането на изисквания, свързани с проектиране и изграждане на съоръжения за управление на РАО, които се съдържат в действащите по това време Наредба № 7 и Наредба 0-35 не може да осигури съвременно ниво на безопасност.

В заключение е представено намерението на Република България в двугодишен срок от влизането в сила на ЗБИЯЕ да бъдат определени с наредба на Министерския съвет изискванията за безопасност при управление на РАО, включително изискванията при проектиране и изграждане на съоръжение.

Промени в нормативната база, свързани с проектирането на съоръжения за управление на РАО

Наредбата за безопасност при управление на РАО определя осигуряването на радиационната защита като основно изискване към проекта на съоръжение за управление на РАО. Наредбата съдържа детайлни изисквания към проектите, в т.ч. за прилагане на концепцията на дълбоко ешелонираната защита, дефиниране в проекта на съоръжението на проектни предели, експлоатационни състояния, класификация на системите, структурите и компонентите и процедури за тяхната квалификация. Наредбата съдържа и конкретни изисквания към проектите на различните типове съоръжения за управление на РАО – за обработване, съхраняване, погребване. По принцип тези изисквания се отнасят към проектите на нови съоръжения, а съответствието на съществуващите съоръжения с тях се установява в рамките на лицензионния процес – при първоначално издаване на лицензии за експлоатация и при периодичните прегледи на безопасността за удължаване на срока на издадените лицензии. В актуализираната ТОБ на ЦПРАО от АЕЦ "Козлодуй", представен заедно със заявлението за издаване на лицензия за експлоатация, са дефинирани и анализирани различните експлоатационни състояния на съоръжението, определени са класовете по безопасност на различните системи и др. Изискването на нормативната база за определяне на проектни предели е отразено в ТОБ и доразвито във вътрешни документи на СП "РАО – Козлодуй", определящи изисквания към постъпващите за преработване РАО и към крайния продукт – опаковките кондиционирани РАО. Според ТОБ, защитата на населението от потенциалното вредно радиологично въздействие на съоръжението се осигурява чрез последователно прилагане на принципа на дълбоко ешелонираната защита. Част от изискванията на АЯР към актуализираната ТОБ, която следва да бъде представена за удължаване на срока на лицензията за експлоатация през 2008 г., е по-ясно определяне на границите на физическите бариери, критериите за тяхната ефективност и мерките за защита на бариерите.

Изискването за планиране и прилагане на мерки, улесняващи извеждането от експлоатация на съоръжения за обработване и съхраняване на РАО се съдържа в чл. 47 на Наредбата за безопасност при управление на РАО. Наредбата съдържа и изискване за отчитане на плана за затваряне на съоръжение за погребване в проекта на съоръжението (чл. 59, ал. 3). По отношение на прилагането на тези изисквания важат вече направените в горния

абзац уточнения. Актуализираната ТОБ на ЦПРАО съдържа описание на характеристиките на проекта на съоръжението, улесняващи неговото бъдещо извеждане от експлоатация.

Наредбата за безопасност при управление на РАО (чл. 29, ал. 3) изисква за планирани съоръжения, проектните технически решения, технологии и процедури да бъдат определяни и обосновани в съответствие с постиженията на науката и техниката и на международно признатия експлоатационен опит.

Член 15. Оценка на безопасността на съоръжения

"Член 15. Оценка на безопасността на съоръжения

Всяка договаряща се страна приема съответните мерки с цел да гарантира, че:

i. преди изграждането на съоръжение за управление на радиоактивни отпадъци се извършват систематична оценка на безопасността и оценка на въздействието върху околната среда, съответстващи на риска от неговата експлоатация до изтичане на експлоатационния му срок;

ii. в допълнение преди изграждане на съоръжение за погребване се извършват систематична оценка на безопасността и оценка на въздействието върху околната среда за периода след затваряне на съоръжението и резултатите се сравняват с установени от регулиращия орган критерии;

iii. преди експлоатацията на съоръжение за управление на радиоактивни отпадъци се изготвят актуализирани и подробни варианти на оценката на безопасността и оценката на въздействието върху околната среда, когато се счете за необходимо да се допълват оценките, посочени в ал. i."

Кратък преглед на информацията, представена в рамките на Първия национален доклад

Представени са изискванията на ЗБИЯЕ за оценка на безопасността и на ЗООС за осъществяване на ОВОС. Направено е заключение, че действащата по онова време Наредба № 7 на КИАЕМЦ не урежда напълно въпросите, свързани с оценката на безопасността на съоръжения за управление на РАО, в съответствие с изискванията на член 15 от Единната конвенция.

Във връзка с планът за приемане в двугодишен срок от влизането на ЗБИЯЕ в сила на съответните наредби е направено заключението, че Република България е планирала съответните мерки за извършване на оценка на безопасността на съоръжения за управление на РАО, в съответствие с изискванията на член 15 от Единната конвенция.

Промени в нормативната база, свързани с оценка на безопасността на съоръжения за управление на РАО

Изискванията към оценките на безопасността на съоръжения за управление на РАО са определени в новата *Наредба за безопасност при управление на РАО*, която определя и

информацията по чл. 24 и чл. 11, т.

Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия определя изискванията към етапите на които трябва да се разработва и актуализира оценката на безопасността, които напълно съвпадат с разпоредбите на конвенцията.

Член 16. Експлоатация на съоръжения

"Член 16. Експлоатация на съоръжения

Всяка договаряща се страна приема съответните мерки с цел да гарантира, че:

i. разрешението за експлоатация на съоръжение за управление на радиоактивни отпадъци се основава на съответните оценки, посочени в чл. 15, и е обусловено от изпълнението на програмата за въвеждане в експлоатация, доказваща, че съоръжението, както е изградено, отговаря на проекта и изискванията по безопасност;

ii. са определени и при необходимост се преразглеждат пределите и условията на експлоатация, произтичащи от изпитанията, експлоатационния опит и оценките, посочени в чл. 15;

iii. експлоатацията, техническата поддръжка, мониторинга, инспектирането и изпитанията на съоръжение за управление на радиоактивни отпадъци се извършват в съответствие с установените процедури; в случай на съоръжение за погребване получените по такъв начин резултати се използват за верификация и преразглеждане на достоверността на направените допускания и актуализиране на оценките, описани в чл. 15, за времето след затваряне на съоръжението;

iv. инженерна и техническа поддръжка е налице във всички области, свързани с безопасността, в продължение на целия срок на експлоатация на съоръжение за управление на радиоактивни отпадъци;

v. се използват процедури по определяне на характеристиките и сортирането на радиоактивните отпадъци;

vi. инциденти, значими за безопасността, се докладват своевременно от притежателя на разрешението на регулиращия орган;

vii. са внедрени програми за събиране и анализ на съответния експлоатационен опит и където е необходимо, са предприети мерки, произтичащи от получените резултати;

viii. са изготвени планове за извеждане от експлоатация на съоръжение за управление на радиоактивни отпадъци, различно от съоръжение за погребване, и при необходимост се актуализират с използване на информацията, получена по време на експлоатационния срок на съоръжението, и които са съгласувани от регулиращия орган;

ix. са изготвени планове за затваряне на съоръжение за погребване, които се актуализират при необходимост с използване на информацията, получена по време на експлоатацията на това съоръжение, и които се преглеждат от регулиращия орган."

Кратък преглед на информацията, представена в рамките на Първия национален доклад

В Първия национален доклад са представени изискванията на ЗБИЯЕ, отговарящи на разпоредбите на Конвенцията по чл. 16. Направено е заключение, че Република България изпълнява задълженията си по този член.

Промени в нормативната база, свързани с изискванията за експлоатация на съоръжения за управление на РАО

Изискванията за безопасност при експлоатация на съоръжения за управление на РАО са определени в ЗБИЯЕ и Наредбата за безопасност при управление на РАО. Някои от тях са общи за всички ядрени съоръжения, докато други са специфични за съответния вид съоръжение. Изискванията в някои ключови области на експлоатацията на съоръжения за управление на РАО са представени по-долу.

Разрешение за експлоатация на съоръжения за управление на РАО

Съоръженията за управление на РАО подлежат на същия лицензионен режим и на същите, свързани с издаване на лицензия за експлоатация, изисквания, както всяко ядрено съоръжение. Издаването на разрешение за експлоатация и необходимите условия за това вече са дискутирани в частта от доклада, отнасяща се до чл. 9.

Наскоро издадената на ДП "РАО" лицензия за експлоатация на ядрено съоръжение за управление на РАО, генерирани от АЕЦ "Козлодуй", се базира на комплект от лицензионни документи, сред които и актуализиран доклад за техническа обосновка на безопасността от

декември 2003 г., отчет за изпълнение на програмата за въвеждане в експлоатация и решение по ОВОС от 2001 г.

Заявлението на ДП "РАО" от м. август 2005 г. за издаване на лицензия за експлоатация на ПХРАО Нови хан е придружено от актуализиран ТОБ от декември 2004 г. и отчет от последната версия на следексплоатационната оценка на безопасността.

Предели и условия за експлоатация

Наредбата за безопасност определя изисквания за разработване на вътрешни правила на лицензианта, съдържащи предели и условия за експлоатация на съоръжението за управление на РАО. Обикновено пределите и условията за експлоатация се съдържат в един документ, който се одобрява от регулиращия орган и чието изменение изисква разрешение от АЯР. В случая със съоръжението за управление на РАО в Козлодуй пределите и условията за експлоатация, както и необходимите действия при тяхното нарушаване са определени в Технологичния регламент (ТР). В резултат на натрупания опит при осъществяване на програмата за въвеждане в експлоатация ТР е претърпял 3 редакции.

Процедури, инженерна и техническа поддръжка

Изискванията за наличие на процедури за експлоатация, техническа поддръжка, мониторинг и др., обединени в система по ОК се съдържат в нормативната база. Съответствието с тези изисквания се проверява в рамките на лицензионния процес и при осъществяване на инспекционната дейност. Инженерната и техническата поддръжка е обект на специални (тематични) проверки от страна на регулиращия орган.

Законът за безопасно използване на ядрената енергия изисква наличие на съответната инженерна и техническа поддръжка във всички области, свързани с безопасността, в продължение на целия срок на експлоатация на съоръжението. Лицензия се издава на юридическо лице, което притежава технически ресурси и достатъчно квалифициран и правоспособен персонал за целия срок на експлоатация на съоръжението.

Докладване на събития, анализ на експлоатационния опит

В чл. 19 на ЗБИЯЕ се предвижда в лицензията за експлоатация да бъдат определени изискванията за докладване на инциденти, свързани с безопасността. Редът и условията за докладване са определени в Наредбата за условията и реда за уведомяване на АЯР за експлоатационни събития в ядрени съоръжения и обекти с ИЙЛ от 2004 г..

В изпълнение на изискванията на чл. 16 на ЗБИЯЕ, лицензиантите разработват и прилагат процедури за анализ на собствения експлоатационен опит.

В резултат от прилагане на процедурите за докладване на събития и анализ на експлоатационния опит, в периода на опитна експлоатация на ЦПРАО в Козлодуй са докладвани 5 отклонения от нормалната експлоатация, оценени на ниво "0" по скалата на INES. В резултат са набелязани 22 коригиращи мерки, които са изпълнени в срок.

Характеризиране и сортиране на отпадъците

Изискванията в тази област са определени в Наредбата за безопасност при управление на РАО. Лицензиантите прилагат собствени процедури за характеризиране и сортиране на управляваните от тях отпадъци. При осъществяване на тези дейности се отчитат особеностите на технологичния процес и взаимовръзките между различните етапи от генерирането и управлението на РАО (виж чл. 11, ал. iii).

Процедурите за характеризиране на РАО в АЕЦ "Козлодуй" са насочени основно към определяне на характеристиките им за целите на радиационната защита при тяхното манипулиране и дефиниране на пътя на последващото им управление. Проблемно е определянето на характеристиките на РАО, важни за дългосрочното им управление и по-специално, съдържанието на дълготрайни радионуклиди, значими за оценките на безопасността при погребване. За разрешаване на тези проблеми са предприети

допълнителни мерки за характеризиране на РАО в АЕЦ "Козлодуй", описани в доклада по раздел К.

Следексплоатационна оценка на безопасността и план за извеждане от експлоатация / затваряне на съоръжения

Актуализацията на всички оценки на безопасността (експлоатационна и следексплоатационна) с отчитане на резултатите от експлоатацията, мониторинга и др. се изисква във връзка с продължаването на срока на лицензията за експлоатация. Максималният срок на лицензия за експлоатация на ядрено съоръжение е 10 години.

Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия изисква за издаване на лицензия за експлоатация на всяко ядрено съоръжение да се представи в АЯР план за извеждане от експлоатация на съоръжението, а в случай на съоръжение за погребване на РАО, и план за затваряне. Преразглеждането на плана за затваряне се отразява в актуализираните отчети за оценка на безопасността, необходими за удължаване на срока на лицензията за експлоатация.

Информация относно степента на развитие на плановете за извеждане от експлоатация на ядрените съоръжения в страната се съдържа в доклада по чл. 26.

Към момента не е разработен план за затваряне на съоръженията на ПХРАО Нови хан. Разработването на такъв план се предвижда в рамките на подготовката на документацията за получаване на лицензия за експлоатация.

Член 17. Мерки за ведомствен контрол след затваряне

"Член 17. Мерки за ведомствен контрол след затваряне

Всяка договаряща се страна приема съответните мерки с цел да гарантира, че след затваряне на съоръжение за погребване:

i. документите, касаещи местоположението, проекта и количествения и качествения състав на отпадъците в съоръжението, които се изискват от регулиращия орган, се съхраняват надлежно;

ii. при необходимост се осъществява активен или пасивен ведомствен контрол чрез мониторинг или ограничаване на достъпа; и

iii. ако по време на независимо кой активен ведомствен контрол се констатира непланово изтичане на радиоактивни материали в околната среда, се прилагат мерки за намеса, ако е необходимо."

Кратък преглед на информацията, представена в рамките на Първия национален доклад

Направено е заключение, че в действащата нормативна база не са включени изисквания за ведомствен контрол след затваряне на съоръжения за погребване на РАО.

Представено е намерението на страната за включване на съответните изисквания в наредбите, които съгласно разпоредбите на ЗБИЯЕ се предвижда да бъдат приети в двугодишен срок от влизането на закона в сила.

Промени в нормативната база, свързани с ведомствения контрол след затваряне на съоръжения за погребване на РАО

Изискванията за институционален контрол след затваряне на съоръжения за погребване са определени в Наредбата за безопасност при управление на РАО. Наредбата предвижда прилагане на двата типа контрол – активен и пасивен, определя минимален и максимален срок на контрола и изисквания за дефиниране в плана за затваряне на организационните мерки, необходими за осъществяване на контрола и съхраняване на информацията.

Намесата в случай на непланирани изхвърляния след затваряне на съоръжение за погребване на отпадъци е регламентирана в Наредбата за безопасност при управление на

РАО, като се спазват нивата за намеса, дефинирани с Наредбата за аварийно планиране и аварийна готовност при ядрена и радиационна авария.

Раздел I. Трансграничен превоз

Член 27. Трансграничен превоз

"Член 27. Трансграничен превоз

1. Всяка договаряща се страна, участваща в трансграничен превоз, приема съответните мерки с цел да гарантира, че такъв превоз се осъществява в съответствие с разпоредбите на тази конвенция и съответните задължаващи международни документи, касаещи този въпрос.

В изпълнение на това:

i. договаряща се страна, която е изпращаща страна, приема съответните мерки с цел да гарантира, че трансграничният превоз е разрешен и се осъществява само с предварителното уведомяване и съгласие на приемащата страна;

ii. трансграничният превоз през транзитни държави е предмет на тези международни задължения, съответстващи на използвания вид транспорт;

iii. договаряща се страна, която е приемаща държава, съгласува осъществяването на трансграничен превоз само ако има административните и техническите възможности, както и регулираща структура, необходими за управление на отработеното гориво или радиоактивните отпадъци, в съответствие с изискванията на тази конвенция;

iv. договаряща се страна, която е изпращаща държава, разрешава трансграничен превоз само ако тя в съответствие с полученото съгласие на приемащата страна се е убедила в това, че изискванията в ал. iii са предварително изпълнени;

v. договарящата се страна, която е изпращаща държава, приема съответните мерки за издаване на разрешение за повторно влизане на своя територия на контейнерите с радиоактивни материали, ако трансграничният превоз не е или не може да бъде осъществен в съответствие с изискванията на този член, освен ако не бъде намерено алтернативно, безопасно решение на проблема.

2. Договаряща се страна не трябва да издава разрешение за превоз на нейно отработено гориво или радиоактивни отпадъци за съхраняване или погребване в места, разположени по-южно от 60 градуса южна ширина.

3. Нищо в тази конвенция не ограничава или засяга:

i. упражняването от всички държави на съответните морски, речни и въздушни навигационни права и свободи за превоз с кораби и самолети, както това е предвидено в международното право;

ii. правата на договаряща се страна, до която радиоактивен отпадък е изпратен за обработване, да го върне обратно или да осигури връщане на получените от преработването радиоактивни отпадъци и други продукти на изпращащата държава;

iii. правото на договаряща се страна да изнася своето отработено гориво за допълнително обработване;

iv. правата на договаряща се страна, до която отработено гориво е изпратено за допълнително обработване, да го върне или да осигури връщане на получените от допълнителното обработване радиоактивни отпадъци и други продукти на изпращащата държава."

Кратък преглед на информацията, представена в рамките на Първия национален доклад

Посочено е, че износът и превозването на ядрен материал и в частност на ОГ подлежат на разрешителен режим, като изискванията за издаване на разрешение за износ и превоз на ОГ са определени в ЗБИЯЕ, и действащите към момента наредби за прилагане на ЗИАЕМЦ.

Отбелязано е, че Република България има практика само като изпращаща страна на отработено гориво. Представени са международните спогодби, свързани с приемането на за преработка на ОГ от страна на Руската Федерация и с превоза му през териториите на Република Молдова и Украйна.

Описана е транспортната схема за превоз на отработено гориво по жп и воден път.

Промени в нормативната база, свързани с трансграничния превоз на ОГ

В приетата през 2004 г. *Наредба за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия* са поставени редица изисквания, свързани с изпълнението на задълженията по този член от конвенцията.

Към заявлението за издаване на разрешение за превоз на ядрен материал се задължително се прилагат и:

– разрешения за превоз или съответстващите им административни актове, издадени от компетентните органи на държавата, приемаща товара, и на държавите, през които ще се извърши транзитен превоз - в случай на износ на ядрения материал;

– документи, регламентиращи взаимоотношенията между товароизпращача и товарополучателя и между заявителя и подизпълнителите, свързани с превоза, извършван на територията на страната;

– административни актове, издадени от съответните компетентни органи за утвърждаване на транспортните опаковки съгласно изискванията на *Наредбата за условията и реда за извършване на превоз на радиоактивни вещества*;

– документи, удостоверяващи, че ако превозът не може да се извърши или условията за превоз не могат да бъдат изпълнени, заявителят ще върне обратно товара в отправната точка, а товароизпращачът ще приеме товара.

Изискванията за безопасност при превоз на ОГ са определени в приетата през 2005 г. *Наредба за условията и реда за извършване на превоз на радиоактивни вещества.* Наредбата е разработена в съответствие с изискванията на документа на МААЕ "Правила за безопасно транспортиране на радиоактивни материали" TS-R-1, както и с изискванията на съответните международни правила за транспорт на опасни стоки:

– Международни правила за превоз на опасни стоки по ЖП линии (RID) на Централното бюро за Международни ЖП транспорти (ОСТИ) – тези правила са приложение към конвенцията за международен железопътен транспорт (COTIF);

– Европейско споразумение относно международния превоз на опасни стоки по шосе (ARD);

– Техническа инструкция за безопасно транспортиране на опасни стоки по въздуха (ICAO – Technical Instructions);

– Международен морски кодекс за опасни стоки (IMDG Code by IMO);

Раздел J: Използвани закрити източници

"Член 28. Използвани закрити източници

"Член 28. Използвани закрити източници

1. Всяка договаряща се страна в рамките на своето национално законодателство предприема съответните мерки с цел да гарантира, че притежаване, рециклиране или погребване на използвани закрити източници се извършва по безопасен начин.

2. Договаряща се страна разрешава повторния внос на своя територия на използвани закрити източници, ако в нейното национално законодателство е прието, че те ще бъдат върнати на производителя им, определен да получава и притежава използваните закрити източници."

Осъществяването на дейности с радиоактивни източници подлежи на разрешителен режим, уреден със ЗБИЯЕ и Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия. При осъществяване на тези дейности се спазват Наредбата за ОНРЗ-2004 и специфични изисквания на Наредба за радиационна защита при дейности с ИЙЛ.

АЯР поддържа база данни на издадените лицензии, като в случая със закритите източници в базата данни се съхранява информация за характеристиките на всеки източник, предмет на лицензията.

АЯР осъществява контрол върху използването на ИЙЛ, в т.ч. закрити източници. Типичната периодичност на контрола на обект в който се използват или съхраняват закрити източници е не по-рядко от веднъж на две години.

Когато един източник не се използва повече той се счита за радиоактивен отпадък и съгласно ЗБИЯЕ трябва да бъде предаден на организация, която е лицензирана да управлява РАО. Отработените закрити източници се предават за централно съхранение в ПХРАО Нови хан, като за всяко предаване се уведомява АЯР.

Случаите на закрити източници с неизвестен собственик са уредени в ЗБИЯЕ. В този случай източникът става държавна собственост и председателят на АЯР определя със заповед лицето на което той се предоставя и условията за това. Обикновено такива източници се предават за съхранение в ПХРАО Нови хан.

Република България е предприела мерки за откриване на неизвестни източници и предотвратяване на трансграничния трафик на неизвестни източници и постъпването им в производства, където те могат да причинят сериозна вреда на човека и околната среда. В периода 2003 г. - 2005г. националната служба „Гранична полиция" и АЯР, съвместно с правителството на САЩ и ЕС реализира проекти по оборудването на граничните контролно-пропускателни пунктове със стационарни и портативни детектори за контрол на радиационния фон. Предприети са съвместни действия по разработване, изучаване и въвеждане в действие на стандартни процедури на граничните контролно-пропускателни пунктове при задействане на националния план за действие при нелегален трафик на ядрен материал и/или радиоактивни вещества. Към момента всички гранични пропускателни пунктове са снабдени с мобилна измервателна апаратура за детектиране на източници на йонизиращо лъчение, а на два от големите гранични пунктове е монтирана стационарна апаратура. Стационарна апаратура е монтирана и на входа на двете големи металургични предприятия в страната.

Българското законодателство не забранява повторния внос на произведени в страната закрити източници. Такъв на практика не се осъществява, защото страната не е производител на закрити източници.

Раздел К: Планирани дейности по повишаване на безопасността

Изпълнение на планираните дейности, съгласно първия Национален доклад

Систематизирана информацията за изпълнението на декларираните в първия национален доклад на Р. България по Единната конвенция планирани дейности по повишаване на безопасността при управление на ОГ и РАО е представена в следната таблица:

Извършване на промяна в националната инфраструктура за управление на РАО през 2004 г., като се уреди устройството и организацията на дейността на Държавно предприятие "РАО"	В изпълнение на ЗБИЯЕ е създадено ДП "РАО" със специализирани поделения - СП "РАО - Козлодуй" и ПХРАО - Нови Хан. С решение № 992 на МС от 14.12.2004 г. на ДП "РАО" е предоставено движимо и недвижимо имущество – частна държавна собственост, за управление на РАО на площадката на АЕЦ "Козлодуй" ЕАД
Актуализация на Националната стратегия за безопасно управление на ОГ и РАО до края на 2003 г.	В изпълнение на ЗБИЯЕ с решение на МС от 23 декември 2004 г. е приета Стратегия за управление на отработено ядрено гориво и радиоактивни отпадъци.
Разработване на нови нормативни актове, определящи изискванията, нормите и правилата за ядрена безопасност и радиационна защита при изпълнение на дейностите по управление на ОГ и РАО, включително при избор на площадка, проектиране, строителство, въвеждане в експлоатация, експлоатация и извеждане от експлоатация на съоръжения за управление на ОГ и РАО до м. юли 2004 г.	Новите нормативни актове са разработени и приети в срок. Виж отчета по чл. 19 и раздели G и H.
Изпълнение на дългосрочна програма за модернизация на ХОГ	По голямата част от програмата е изпълнена – виж информацията представена в раздел G, чл. 5 от доклада
Изграждане на междинно хранилище за "сухо" съхраняване на ОГ на площадката на АЕЦ "Козлодуй"	Издадено е разрешение за проектиране - – виж информацията представена в раздел G, чл. 6 и 7 от доклада
Избор на площадка за национално съоръжение за погребване на РАО до края на 2008 г.	През август 2005 г. в АЯР е подадено заявление от ДП "РАО" за избор на площадка. Виж доклада по чл. 13.
Получаване на лицензия за експлоатация на комплекса за преработване, кондициониране и съхраняване на РАО в АЕЦ "Козлодуй" до края на 2003 г.	Издадена е лицензия серия E, No. 01740 от 29.04.2005 г.
Изпълнение на програмата за реконструкция и модернизация на ПХРАО-Нови хан до края на 2007 г.	Програмата се изпълнява. Изпълнените мерки са описани в доклада по чл. 12.
Проучване на площадка Габра за разширяване капацитета на ПХРАО-Нови хан до края на 2004 г.	Съгласно Стратегия за управление на отработено ядрено гориво и радиоактивни отпадъци, трайно решение за съхраняваните в ПХРАО Нови хан РАО ще се търси в рамките на новоизграждащото се национално хранилище за РАО. Работите по площадка Габра са преустановени.
Създаване и поддържане на информационна система и база данни за РАО и съоръжения за управление на РАО	Базата данни се разработва от ДП "РАО". Очаква се нейното завършване на база на наличната информация до края на 2005 г.

Планирани дейности за повишаване на безопасността в периода 2005-2008 г.

Планираните дейности по повишаване на безопасността произтичат от Стратегията за безопасност при управление на отработено гориво и радиоактивни отпадъци, условията на издадените от АЯР лицензии и плановете и програмите на регулиращия орган и операторите на ядрени съоръжения.

Основните стратегически задачи на национално ниво са следните:

1. Избор на площадка за национално хранилище за ниско- и средноактивни РАО до 2008 г.

2. Избор на вариант за погребване на високоактивни РАО до 2008 г.

Основните дейности в областта на законодателството за безопасно управление на ОГ и РАО са следните:

1. Допълване на нормативната база с цел гарантиране на средствата за дългосрочно управление на ОГ и определяне на реда и условията за предаване на държавата на радиоактивни източници с неизвестен собственик или собственик в ликвидация.

2. Разработване на ръководства на АЯР за прилагане на наредбите, свързани с безопасността при управление на ОГ и РАО.

3. Допълване на нормативната база за прилагане на Закона за управление при кризи (ДВ, бр.19 от 2005 г.).

Планираните дейности по повишаване на безопасността при управление на ОГ в АЕЦ "Козлодуй" са:

- завършване на програмата за модернизация на ХОГ – виж информацията представена в раздел G, чл. 5 от доклада;
- изграждане на хранилище за сухо съхраняване на отработено ядрено гориво до 2009

[redacted]

Планираните дейности за повишаване на безопасността на ПХРАО-Нови хан са:

1. Прилагане на мерки за минимизиране на РАО чрез разработване и прилагане на програма за освобождаване на натрупаните на площадката на ПХРАО-Нови хан РАО с активност под критериите за освобождаване от контрол;

2. Изграждане на гореща камера за входящ контрол и характеризиране на закрити източници;

3. Изграждане на цех за преработване на РАО и склад за съхраняване на кондиционирани РАО на площадката на ПХРАО-Нови хан;

4. Усъвършенстване на системите за радиационен контрол и мониторинг във връзка с изграждания на нови съоръжения за управление на РАО на площадката.

Планираните дейности по ликвидация на последствията от уранодобива включват:

1. Строителство на нови пречиствателни инсталации, работещи по сега съществуващата схема на пречистване на води с йонообменни смоли на участъци: "Пета шахта - Щолна 93", кв. Кремиковци – София; "Изгрев", с. Барутин, община Доспат; "Сенокос", с. Сенокос, община Симитли; "Селище", с Селище, община Велинград;

2. Изпълнение на дейности по консервация и рекултивация на хвостохранилище "Бухово";

3. Включването в обхвата на ликвидационните работи на нови обекти, свързани с предишна геологопроучвателна дейност.

Раздел L: Приложения

Приложение L-1

Списък на съоръженията за управление на отработено гориво, тяхното местоположение, основно предназначение и съществени характеристики

Приложение L-2

Отчет за отработеното гориво

Приложение L-3

Списък на съоръженията за управление на РАО, тяхното местоположение, основно предназначение и съществени характеристики

Приложение L-4

Отчет на радиоактивните отпадъци

Приложение L-5

Списък на международните договори, закони и подзаконови нормативни актове, приложими към съоръженията за управление на отработено гориво и съоръженията за управление на радиоактивни отпадъци. Кратко описание на

Приложение L-6

Човешки и финансови ресурси

Приложение L-1

СПИСЪК НА СЪОРЪЖЕНИЯТА ЗА УПРАВЛЕНИЕ НА ОТРАБОТЕНО ГОРИВО, ТЯХНОТО МЕСТОПОЛОЖЕНИЕ, ОСНОВНО ПРЕДНАЗНАЧЕНИЕ И СЪЩЕСТВЕНИ ХАРАКТЕРИСТИКИ

I. АЕЦ "Козлодуй"

I.1 Хранилище за отработено гориво

Хранилището за отработено гориво (ХОГ) е отделна сграда, намираща се на площадката на АЕЦ "Козлодуй", в която са разположени оборудване и системи, осигуряващи подкритичност, отвеждане на остатъчното топлоотделяне на ОГ и биологична защита.

Хранилището за отработено гориво е предназначено за съхраняване на отработено гориво (ОГ) от реактори ВВЕР-440 и ВВЕР-1000 след първоначално най-малко тригодишно отлежаване в басейните при реакторите. Хранилището е "мокър" тип, т.е. ОГ се съхранява в басейни под вода. Хранилището има четири басейна за съхраняване на ОГ. Касетите с ОГ се съхраняват в транспортни кошници. Вместимостта на ХОГ по проект е 168 броя кошници.

Подкритичността се осигурява от конструкцията на кошниците (стъпката на разполагане на касетите с ОГ и материала на кошниците) и стъпката на разполагане на кошниците в басейна. Това позволява басейнът за съхраняване на ОГ да е запълнен с обезсолена вода без реагенти (борна киселина и др.), което значително улеснява експлоатацията на ХОГ.

Отвеждането на остатъчното топлоотделяне се осигурява чрез:

- топлообменници, охлаждани с техническа вода;
- изпарение на водата от басейна;
- вентилация на надводния обем;
- топлинните загуби през строителната конструкция.

Биологичната защита се осигурява от строителната конструкция и слоя вода над ОГ в басейните за съхраняване на горивото.

ХОГ е интегрирано със следните системи на централата:

- система за физическа защита;
- аварийно планиране;
- радиационен контрол;
- противопожарна защита;
- система за сигнализиране на аварии;
- преработване и съхраняване на радиоактивни и нерадиоактивни отпадъци.

Техническият проект на съществуващия ХОГ е разработен в съответствие с действащите през 70-те години на миналия век нормативни документи в бившия СССР. Безопасността при съхраняване на отработено гориво практически се основава на прилагането на принципа "защита в дълбочина". Основните проектните решения, приложени при изграждането на ХОГ са:

- горивните касети се съхраняват под вода (химически обезсолена, с температура под 40°C), която ги защитава от повреди; подтиска процесите на деградация на материалите на обвивките на топлоотделящите елементи и конструкционните материали на касетите; параметрите на химическия състав на водата и нейната активност (пределното ниво на радиоактивно замърсяване е $1{,}11.10^5$ Bq/l) се поддържат от системата за очистване на водата;

- охлаждащата система (отвежда топлината от остатъчното топлоотделяне на отработеното гориво) е проектирана с висока степен на резервиране – водата за охлаждане се подава в басейните отгоре, източването им поради сифонен ефект е невъзможно; има възможност за бързо подаване на вода от резервоари с обем около 10 пъти по-голяма от

В рамките на програма ФАР през 1999 г. е направена допълнителна оценка на безопасността на ХОГ. Като база за анализа на безопасността е приет стандартен списък от аварийни сценарии, основаващ се на документа на МААЕ - Safety Series № 118 "Safety Assessment for Spent Fuel Storage Facilities".

След анализ на сеизмичната устойчивост на строителната конструкция, включително фундаментите на оборудването, важно за безопасността на ХОГ, и определяне полетата на

допустима сигурност, е направено антисеизмично укрепване на строителната конструкция, оборудването важно за безопасността, 125 t кран и щангата с осветлението. При направената проверка на сеизмичната устойчивост на транспортните кошници в басейните на ХОГ не е установена необходимост от допълнително укрепване на транспортните кошници.

За обосноваване на възможния срок за продължително безопасно съхраняване под вода на касетите с отработено гориво са проведени "ускорени корозионни изпитания" по специално разработена методика, позволяваща моделиране на въздействието на агресивната (водна) среда при срок на съхраняване 30 години. Комплексните неразрушаващи и разрушаващи изследвания на горивните пръти и на другите конструкционни елементи на една типова касета с отработено гориво от ВВЕР-440 след продължително съхраняване под вода; изследванията с изкуствено насищане с водород и определянето на механичните свойства на метала на обвивките на горивните пръти; ускорените корозионни изпитания и анализа на резултатите от други изследвания, потвърждават удовлетворителното състояние на обвивките след 30-годишно съхраняване във водна среда, при условие, че се спазва определения водо-химичен режим.

Направена е и оценка на състоянието на конструкционните материали на облицовките на басейните и транспортните кошници за съхраняване. Тяхната цялост също се запазва. Потвърдена е и тяхната корозионна устойчивост в течение на 30-годишна експлоатация на ХОГ.

През 2004 год. е извършена Техническа обосновка на безопасността на ХОГ", въз основа на която АЯР издаде лицензия за експлоатация на ХОГ до 2014 год.

I.2 БОК-1,2,3,4

БОК-1,2,3,4 са предназначени за съхраняване на ОГ след изваждане от реакторите. Разположени са до съответния реактор ВВЕР-440. Осигуряват подкритичност, отвеждане на остатъчното топлоотделяне на ОГ и биологична защита.

ОГ се съхранява на стелажи. Вместимостта на БОК-1,2,3 и 4 е съответно 701, 728, 728 и 726 касети.

Подкритичността се осигурява от стъпката на разполагане на касетите в стелажите, дори когато БОК е запълнен с обезсолена вода.

Отвеждането на остатъчното топлоотделяне се осигурява от топлинните загуби и принудително охлаждане чрез топлообменници с техническа вода.

I.3 БОК-5 и 6

БОК-5 и 6 са предназначени за съхраняване на ОГ след изваждане от реакторите. Разположени са до съответния реактор ВВЕР-1000. Осигуряват подкритичност, отвеждане на остатъчното топлоотделяне на ОГ и биологична защита.

ОГ се съхранява на стелажи. Пълната вместимост на всеки БОК е 612 касети .

Подкритичността се осигурява от стъпката на разполагане на касетите в стелажите и тръби от борирана стомана, дори когато БОК е запълнен с обезсолена вода.

Отвеждането на остатъчното топлоотделяне се осигурява от топлинните загуби и принудително охлаждане чрез топлообменници с техническа вода.

Анализите на безопасността на БОК-1 до 6 са част от обосновката на безопасността на съответния блок.

II. Шахтохранилище в изследователския ядрен реактор ИРТ-2000.

Ядрената научно експериментална база към Института за ядрени изследвания и ядрена енергетика при Българска академия на науките разполага с хранилище за съхраняване на

ВВЕР-1000	В	3,0	33	13 940	**168**	**71 217**
ВВЕР-1000	Г	3,3	45	18 970		
ВВЕР-1000	ГВ	3,3+3,0	5	2104		
ВВЕР-1000	ЕД	4,4+3,6	0	0		
ВВЕР-1000	Е	4,4	0	0		
ОБЩО					**4 156**	**530 028**

Количества ОГ в БОК 1-6 по номенклатура и тежък метал към 15.06.2005 г.

Тип на реактора	Тип на касета	Начално обогатяване по U^{235} [%]	БОК-1		БОК-2		БОК-3		БОК-4		**ОБЩО**	
			Брой касети	Тегло на тежък метал [kg]	Брой касети	Тегло на тежък метал [kg]	Брой касети	Тегло на тежък метал [kg]	Брой касети	Тегло на тежък метал [kg]	**Брой касети**	**Тегло на тежък метал [kg]**
ВВЕР-440	116	1,6	1	118	0	0	2	237	0	0	**3**	**355**
ВВЕР-440	124	2,4	17	1 993	19	2 217	7	810	23	2 678	**66**	**7 698**
ВВЕР-440	136	3,6	430	49 876	418	48 448	289	33 369	230	26 599	**1 367**	**158 292**
ВВЕР-440	216	1,6	2	226	0	0	0	0	0	0	**2**	**226**
ВВЕР-440	224	2,4	57	6 393	45	5 043	14	1 568	8	902	**124**	**13 906**
ВВЕР-440	236	3,6	0	0	12	1 324	32	3 549	24	2 670	**68**	**7 543**
ОБЩО			**507**	**58 606**	**494**	**57 032**	**344**	**39 533**	**285**	**32 849**	**1 630**	**188 020**

Тип на реактора	Тип на касета	Начално обогатяване по ^{235}U [%]	БОК-5		БОК -6		**ОБЩО**	
			Брой касети	Маса на тежък метал [kg]	Брой касети	Маса на тежък метал [kg]	**Брой касети**	**Маса на тежък метал [kg]**
ВВЕР-1000	А	2,0	0	0	0	0	**0**	**0**
ВВЕР-1000	В	3,0	0	0	0	0	**0**	**0**
ВВЕР-1000	Г	3,3	175	73 296	121	50 772	**296**	**124 068**
ВВЕР-1000	ГВ	3,3 + 3,0	23	9 656	8	3 366	**31**	**13 022**
ВВЕР-1000	ЕД	4,4 + 3,6	90	34 558	54	20 733	**144**	**55 291**
ВВЕР-1000	Е	4,4	60	23 034	24	9 191	**84**	**23 225**
ОБЩО			**348**	**140 544**	**207**	**84 062**	**555**	**224 606**

ОБЩО ЗА АЕЦ "КОЗЛОДУЙ"

Тип на реактора	Брой касети	Тегло на тежък метал [kg]	Приблизителна активност [Bq]
ВВЕР-440	**5618**	**646 831**	**1.10^{19}**
[illegible]	[illegible]	[illegible]	[illegible]

метал. Касетите се произвеждат с обогатяване: от 3,53% до 4,38% и се обозначават съответно с код: N3536, N3906, N3996, N4306 и N4386."

II. Шахтохранилище в ИРТ-2000

Общи характеристики на съхраняваното ОГ

Тип гориво	Брой касети	Брой ТОЕ	Оценена активност [Bq]	Остатъчно топло-отделяне [W]	Маса $^{\Sigma}U$ [g]	Маса ^{235}U [g]	Маса на касетите [kg]
ЕК-10	58	908	$1{,}126.\ 10^{14}$	55.44	69328.70	5445.16	195.330
С-36	16	240	$0{,}136.10^{14}$	23.67	6041.95	2099.20	45.753
Общо	**74**	**1148**	**$1{,}262.\ 10^{14}$**	**79.11**	**75370.65**	**7544.36**	**241.083**

Описание на касетите за реактор ИРТ-2000

Горивото за реактор ИРТ-2000 се класифицира по тип на ядреното гориво, брой на топлоотделящите елементи, геометрия на горивната касета и дата на доставка.

Горивото е два типа:

- ЕК-10, с 10 % първоначално обогатяване по ^{235}U, представлява UO_2 в матрица от Mg;
- С-36 с 36% първоначално обогатяване по ^{235}U, металически U в матрица от Al.

Касетите са с квадратно сечение, което може да бъде с един скос (геометрия тип Г), два скоса (геометрия тип В), три скоса (геометрия тип Б) или без скосове (геометрия тип А) и брой на топлоотделящите елементи от 14 до 16.

Обвивката на топлоотделящите елементи, корпуса на касетите, както и всички крепежни елементи, са изработени от алуминий.

Доставка на гориво е извършвана три пъти:

- като комплект от оборудването на съоръжението при построяването му – 49 броя тип ЕК-10;
- през 1980 г. – 9 броя тип ЕК-10;
- през 1985 г. – 16 броя тип С-36.

Отработеното гориво се съхранява в шахтохранилището, намиращо се в биологическата защита на корпуса на реактора.

Характеристиките на хранилищата са същите както на СК-1.

1.3. Спецкорпус-3

Предназначен е и за временно съхраняване на твърди РАО 2-I и 2-II категория, твърди РАО 2-III категория, ниско-и средноактивни течни радиоактивни концентрати, отработилите сорбенти от експлоатацията на ядрените реактори.

Хранилищата са разположени в сграда със стоманобетонна конструкция, обособена част от спецкорпус-3 (СК-3), обслужващ блокове 5 и 6.

Хранилищата за твърди РАО 2-I и 2-II категория са бункерен тип с горен люк. В експлоатация са осемнадесет броя, с различен обем (от 78 m^3 до 189 m^3) и общ полезен обем 2486 m^3. Работни условия – стайна температура, атмосферно налягане. Снабдени са със системи за автоматично пожароизвестяване и пожарогасене.

Хранилищата за твърди РАО 2-III категория са бункерен тип с горен цилиндричен люк, монолитна стоманобетонна конструкция, осигуряваща и необходимата биологична защита. Общ полезен обем 213 m^3. Работни условия – стайна температура, атмосферно налягане.

Хранилищата за течни радиоактивни концентрати са резервоари от неръждаема стомана, всеки от които е разположен в отделно помещение, облицовано с метална обшивка. Резервоарите са седем на брой, с общ полезен обем 3600 m^3. Три от тях са с диаметър 6,4 m, височина 6,4 m и полезен обем по 200 m^3, останалите четири – с диаметър 10 m, височина 10 m и полезен обем по 750 m^3. Снабдени са със система за контрол на нивото. Работни условия – температура до 100°C, атмосферно налягане. Транспортирането на радиоактивната среда се осъществява с монжус. Смукателната вентилационна система от помещенията на резервоарите осигурява и газоочистване.

Хранилищата за отработили сорбенти са резервоари от неръждаема стомана, всеки от които е разположен в отделно помещение, облицовано с метална обшивка. Резервоарите са два на брой, с диаметър 4,5 m, височина 6,3 m и полезен обем по 100 m^3. Снабдени са със системи за контрол на нивото и температурата, за хидротранспортиране на радиоактивната среда и за пожарогасене. Работни условия – температура до 40°C,

транспортиране и съхранение на кондиционираните РАО.

Така кондиционираните РАО се съхраняват временно на площадката на АЕЦ "Козлодуй" и подлежат на погребване без допълнително обработване.

В ЦПРАО са обособени две технологични линии:

2.1.1. Линия "Твърди РАО"

Предназначена е за сортиране и преработване чрез пресоване на твърдите РАО с цел намаляване обема им и подготовка за последващо кондициониране и включва:

- Възел за приемане и разтоварване на Твърди РАО;
- Сортировъчна маса;
- Две преси с усилие 50 t;
- Машина за затваряне на 210-l варели;
- Система за измерване активността на отпадъците;
- Суперпреса с усилие 910 t;
- Две депа за варели;
- Ролганги;
- Кран-манипулатор;

- 20-тонна транспортна количка;
- Два крана с товароподемност 40 t.

2.1.2. Линия "Течни РАО"

Предназначена е за преработване и кондициониране на течните РАО и опаковане на РАО и включва:

- Специализираната автоцистерна с вместимост 12 m^3 за транспортиране на течните РАО от временните хранилища;
- Възел за разтоварване на течните РАО;
- Два 40 m^3 приемни резервоара за течни РАО;
- Двустепенен изпарителен апарат с приемни резервоари за дестилат и кондензат;
- Два 12 m^3 резервоара за концентрирани течни РАО;
- Приемни силози за цимент и химически добавки;
- Дозатори за цимент и добавки;
- Смесител;
- Помпи, резервоари и др.

ЦПРАО е снабден с всички необходими осигуряващи системи и външни връзки.

Предстоящ е монтажът и на инсталация за дезактивация на метални РАО.

2.2. Склад за съхраняване на кондиционирани РАО

Предназначен е за временно съхраняване (до погребването им) на кондиционираните РАО от АЕЦ "Козлодуй".

Надземно стоманобетонно съоръжение, осигуряващо необходимите инженерни бариери между съхраняваните РАО и околната среда и персонала. Изградено е в близост до ЦПРАО. Капацитетът му е 1920 броя стоманобетонни контейнери с кондиционирани РАО (по 960 броя в две полета "А" и "Б", на 4 реда един върху друг). Транспортните операции в склада се извършват с два мостови крана с товароподемност 25 t всеки (по един за всяко поле), снабдени със захватни устройства за подреждане и позициониране на контейнерите с РАО.

2.3. Площадка "Варово стопанство"

Територия, на която са обособени следните подобекти за управление на РАО:

2.3.1. Траншейно хранилище за временно съхраняване на твърди РАО

Предназначено е за временно съхраняване на твърди РАО 2-I и 2-II категория и обслужва всички ядрени съоръжения на площадката на АЕЦ"Козлодуй".

Хранилището е приповърхностно, стоманобетонна конструкция, бункерен тип. Разделено е на четиридесет клетки с горен люк, всяка с размери 2,7x5,9x6,0 m и обем 96,5 m^3. Работни условия – температура на външната среда, атмосферно налягане.

източници (категория 2а)

Капацитет 1 m^3. Железобетонното съоръжение, облицовано с неръждаема стомана, е разположено на дълбочина 5,5 m под повърхността. Източниците постъпват през серпентина от неръждаема стомана ϕ5 mm. Защитата от йонизиращите лъчения се осъществява от тежкия бетон и 5 оловни плочи, всяка с дебелина 10 mm, разположени

между хранилището и повърхността. Съоръжението е защитено допълнително с тежка подвижна покривна конструкция.

4.4. Инженерна траншея за твърди РАО за некондиционирани ниско- и средноактивни краткоживеещи твърди отпадъци (категория 2а)

Капацитет 200 m^3 и размери: дължина 29 m и ширина 4,1 m. Състои се от 8 клетки, изградени с готови железобетонни елементи с дебелина 300 mm, битумна хидроизилация и поддържаща тухлена стена. Снабдена с дренажна система. Запълването се извършва от повърхността през люкове с външен диаметър 130 cm. Три от клетките са изцяло запълнени, стабилизирани с циментов запълващ материал и покрити с временно защитно покритие.

4.5. Резервоари за временно съхраняване на нискоактивни краткоживеещи течни радиоактивни отпадъци

4 броя цистерни от неръждаема стомана тип 1Х18Н9Т с дебелина 4 mm, монтирани в железобетонна клетка с размери 5.7 x 7.4 x 4.3 m върху бетонни подпори на 0.5 m над пода на клетката; клетката е изцяло вкопана в земята. Капацитет 48 m^3.

4.6. Площадка за временно съхраняване на нискоактивни кратко- и дългоживеещи отпадъци (категория 2а и 2в) в железопътни контейнери

На площадката се съхраняват пожароизвестителни датчици в транспортни опаковки, твърди РАО и β,γ-отработени източници с ниска специфична активност, които не изискват изграждане на допълнителна защита, неутронни източници и α-източници в транспортни опаковки.

Железопътните контейнери са с размери 6,00 x 2,35 x 2.4 m. Капацитет на площадката 14 броя ЖПК с общ обем 462 m^3.

4.7. Площадка за временно съхраняване на средноактивни кратко- и дългоживеещи отпадъци (категория 2а и 2в) в бетонни приемници тип "ПЕК", стоманобетонни контейнери "СтБККУБ", стоманобетонни контейнери "СтБКГОУ"

На площадката се съхраняват отработени източници в транспортни опаковки в бетонни приемници тип "ПЕК", закрити източници в стоманобетонни контейнери СтБККУБ и неразредени гама-облъчвателни установки в стоманобетонни контейнери СтБКГОУ. Капацитет на площадката 171 бр. СтБККУБ с общ обем 248 m^3, 6 броя ПЕК с общ обем 74 m^3 и 18 бр. СтБКГОУ.

4.8. Площадка за съхраняване на нискоактивни РАО

- приемен конус за бедна смола;
- центробежна помпа;
- хидроелеватор;
- буфер за бедна смола 15 м ^{3};
- буфер за богата смола – 15 м ^{3}.

В бъдеще изброените по горе съоръжения ще бъдат демонтирани.

Към настоящият момент, поради намалелият дебит на постъпващите за пречистване води, инсталацията е реконструирана. Водите от щолната постъпват гравитачно за пречистване. В тази връзка на площадката допълнително са позиционирани:

- сорбционна колона с вместимост 2,0 м ^{3} , която самостоятелно ще обслужва процесите по пречистване на води. Тя е изработена от пропилен – тръбопровод с диаметър 1000 мм и дебелина на стената 15 мм;
- съд за варуване на водите;
- в схемата на пречистване е включен съществуващият приемен резервоар.

Трите инсталации пречистват рудничните води от уран по технологична схема, при която се използуват йонообменни смоли. Сорбентът, който се използва е анийонит от вида АМП или Varion AP.

Компановката на инсталациите, позволява преработка на рудничните води при различните климатични условия и осигурява приемливи параметри на процеса, влизащи в рамките на нормативните изисквания, за опазване на природната среда по показателя "съдържание на U". Работният режим на инсталациите е непрекъснат.

Захранването с ел. енергия за всички обекти се извършва от републиканската ел. разпределителна мрежа, с изключение на обект "Искра", където се използва дизелов агрегат.

5.7. Линия за регенерационна очистка на йонообменните смоли

Неразделна част от технологичната схема на сорбционната очистка на руднични води от уран е Линия за регенерационна очистка на йонообменни смоли (ЛРОЙС). Разположена е на територията на бившия уранопреработвателен завод "Звезда", на 3,0 км южно от с. Елешница, обл. Благоевград.

Технологичната схема за регенерация на анийонитните сорбенти от типа АМП или Varion AP, включва:

- промивки от механични примеси на постъпващата набогатена с уран смола – която се извършва на барабанно сито (тромел) с отвори на мрежата 0,63mm, при разход на вода 1÷2m^3/ m^3 сорбент;
- обезводняване на промитата от механични примеси смола, чрез спирален класификатор;
- постъпване на обезводнената (до 20÷30% влага) богата смола в дозиращ съд, запълнен с 110-110 g/l разтвор на H_2SO_4;

- същинска регенерация на сорбента, която се извършва в противоточна излужваща колона (ПИК) със сярно кисел разтвор 110g/l H_2SO_4 при разход до 10 m^3 сорбент и контактно време по сорбент над 30 часа. Регенерационната колона следва да работи с покрит със сорбент горен дренаж, богатата смола се подава отгоре, регенериращият разтвор – отдолу, регенератът преминава през горния дренаж, а регенерираната (бедна) смола се черпи с аеролифт от долните слоеве на колоната;
- обезводняване на бедната смола, връщане в транспортния разтвор към буфера за регенериращ разтвор;
- промиване на регенерираната (бедна) смола от киселина в колона ПИК с техническа вода 1÷2m^3/ m^3 сорбент;
- обезводняване на промитата бедна смола;
- инверсия на регенерирания сорбент от H^+ форма в OH^-, чрез обработка в колона ПИК с 0,5÷1m^3/ m^3 сорбент с разтвор на калцинирана сода ($NaCO_3$) – 60g/l, до постигане на алкална реакция (pH≥7 на слива от колоната);
- обезводняване на инверсираната смола;
- промивка на инверсирания сорбент от Na_2SO_4 с техническа вода 2m^3/m^3 сорбент;
- неутрализация на киселите води с варно мляко $Ca(OH)_2$ в пневматични агитатори до pH в границите 6÷8,5 ;
- складиране на регенерираната и инверсирана смола преди експедиция към инсталациите за сорбционна очистка от уран на руднични води;
- екстракция на урана от регенерата в четирикамерен противоточен екстрактор с органика - 0,15-0,12 моларен разтвор на ди-двуетилхексилфосфорна киселина и трибутил фосфат в светло дизелово гориво (керосин);
- реекстрахиране на урана от набогатената органика с маточен разтвор на амониев бикарбонат (NH_4HCO_3);
- разделяне в трифазен конус-отстойник;
- обезводяване с вакуум-филтър на получения кристален амониев уранилтрикарбонат (АУТК) $NH_4UO_2(CO_3)_3$;
- амбалиране и складиране на АУТК.

Освен тези основни технологични операции има спомагателни такива като:

- корекция на съдържанието на H_2SO_4 и ОРП (чрез калиев перманганат) в изходния разтвор за регенерация;
- приготвяне на варно мляко с плътност 1,12 kg/l от хидратна вар и техническа вода (1:5);
- допълване с Д-2-ЕХФК, ТБФ и разтворител в буфера за бедна органика разходваните обеми;

- укрепване с NH_4HCO_3 (сух) маточния разтвор в буфера за екстрахиращия агент.

При пълно натоварване на мощностите, параметрите на работния процес на Линията за регенерационна очистка на йонообменни смоли са :

- време за регенерация – 30 h ;
- максимална производителност по смола – 0,5 m^3 / h;
- разход на регенериращ разтвор – 10 m^3 / m^3 смола;
- окислително- редукционен потенциал – 500–500mV;
- разход на промивна вода – 1–1,5 m^3 / m^3 смола.

Към момента ЛРОЙС работи с 25% от капацитета си.

Приложение L-4

ОТЧЕТ НА РАДИОАКТИВНИТЕ ОТПАДЪЦИ

1. "АЕЦ КОЗЛОДУЙ" ЕАД

(към 15.06.2005 г.)

1.1. СК-1

1.1.1. Твърди РАО – категория 2-I и 2-II

Обем РАО към 01.01.05 - 534 m^3

Физически компоненти (обемни %) – текстил (0%), метал (22%), стружки (0%), дърво (2%), строителни отпадъци (0%), полимери (20%), вата (0%), гума (0%), хартия (0%), смесени (56%).

Преработване

	Преработени отпадъци (обемни %)	Коефициент на редукция на обема
Предпресоване		-
Суперпресоване		-
Опаковане		-
Непреработени	100	-

1.1.2. Течни РАО

1.1.2.1 Течен радиоактивен концентрат - категория 2-С

Обем РАО към 01.01.05 - 2050 m^3

Общо описание - Течни радиоактивни концентрати с общо солесъдържание 35-48 %, концентрация на борна киселина до 7 %, pH 8 –9 за отделните резервоари. Наличие на отложена твърда фаза.

Радионуклиден състав: $^{134}Cs - 6.10^6$ Bq/dm^3, $^{137}Cs - 4.10^7$Bq/dm^3

^{60}Co - 2.10^6 Bq/dm^3, $^{54}Mn - 8.10^4$ Bq/dm^3

1.1.2.2. Отработили сорбенти - категория **2-С**

Обем РАО към 01.01.05 - 347m^3 (БВС - 131m^3; БНС - 216m^3)

Общо описание - Отработили органични и неорганични сорбенти. Нивата на активност значително варират в зависимост от съотношението на сорбентите от различните източници. Сорбентите се натрупват под вода в резервоари. Разпределени са хомогенно в обема и се транспортират лесно.

Физикохимичните характеристики са аналогични на тези на изходните сорбенти, които се използват при експлоатационната дейност. Налични са малки количества активен въглен. Около 70% обемни сорбент и около 30% обемни вода.

Радионуклиден състав: ^{134} Cs – 6.10^{6} Bq/dm^{3}, ^{137} Cs – 4.10^{7} Bq/dm^{3}

^{60} Co – 2.10^{6} Bq/dm^{3} , ^{54}Mn– 8.10^{4}Bq/dm^{3}

1.2. СК-2

1.2.1. Твърди РАО - категория **2-**I и 2-II

Обем РАО към 01.01.05 – 219,7 m^{3}

Физически компоненти (обемни %) – текстил (4%), метал (1%), стружки (1%), дърво (4%), строителни отпадъци (0%), полимери (42%), вата (1%), гума (0%), хартия (0%), смесени (47%).

Преработване

Извършено преработване - 1313 броя варели(200 l)

	Преработени отпадъци (обемни %)	Коефициент на редукция на обема
Предпресоване		-
Суперпресоване	54,5	7
Опаковане		-
Непреработени	45,5	-

1.2.2. Течни РАО

1.2.2.1. Течен радиоактивен концентрат - категория 2-С

Обем РАО към 01.01.05 - 1900 m^{3}

Общо описание - Течни радиоактивни концентрати с общо солесъдържание 28-35 %, концентрация на борна киселина до 7 %, pH 8 –9 за отделните резервоари. Наличие на отложена твърда фаза.

Радионуклиден състав: ^{134}Cs – 5.10^{6} Bq/dm^{3}, ^{137}Cs – 3.10^{7}Bq/dm^{3}

^{60}Co - 1.10^{6} Bq/dm^{3}, ^{54}Mn – 5.10^{4} Bq/dm^{3}

1.2.2.2. Отработили сорбенти - категория **2-С**

Обеми РАО към 01.01.05 - 225 m^{3} (БВС – 95 m^{3}; БНС – 130 m^{3})

Общо описание – Отработили органични и неорганични сорбенти. Нивата на активност значително варират в зависимост от съотношението на сорбентите от различните източници. Сорбентите се натрупват под вода в резервоари. Разпределени са хомогенно в обема и се транспортират лесно.

Физикохимичните характеристики са аналогични на тези на изходните сорбенти, които се използват при експлоатационната дейност. Налични са малки количества активен въглен. Около 70% обемни сорбент и около 30% обемни вода.

Радионуклиден състав: ^{134} Cs – 5.10^{6} Bq/dm^{3}, ^{137} Cs – 3.10^{6} Bq/dm^{3}

^{60} Co – 1.10^{6} Bq/dm^{3} , ^{54}Mn– 5.10^{4}Bq/dm^{3}

1.3. СК-3

1.3.1 Твърди РАО – категория **2-**I и 2-II

Обем РАО към 01.01.05 – 1086 m^{3}

Физически компоненти (обемни %): метал (22%), дърво (2%), полимери (20%), смесени (56%)

Преработване

Извършено преработване - 5182 броя варели (200 l)

	Преработени отпадъци (обемни %)	Коефициент на редукция на обема
Предпресоване	100	3
Суперпресоване		
Опаковане		
Непреработени		

Радионуклиден състав [Bq/kg]:

^{54}Mn – 3.10^{4}	^{110m}Ag – 2.10^{4}
^{59}Fe – 2.10^{4}	^{134}Cs – 2.10^{4}
^{58}Co – 2.10^{4}	^{137}Cs – 6.10^{4}
^{60}Co – 2.10^{5}	^{95}Nb – 5.10^{3}

1.3.2. Твърди РАО - категория **– 2-**III

Обеми РАО към 01.01.05 - 10 m^{3}

Физически компоненти – Основно метални РАО

1.3.3. Течни РАО

1.3.3.1. Течен радиоактивен концентрат - категория 2-С

Обем РАО към 01.01.05 - 2767 m^{3}

Общо описание – 1778 m^{3} течни радиоактивни концентрати с общо солесъдържание 80 ÷ 355 г/л, концентрация на борна киселина от – 17 ÷ 63 g/l, pH 8 ÷12. Наличие на отложени 989 m^{3}твърда фаза.

Радионуклиден състав: ^{134}Cs – 1,5.10^{5}÷2,5.10^{6} Bq/dm^{3}, ^{137}Cs – 1,9.10^{5}÷1,1.10^{7} Bq/dm^{3}, ^{60}Co – 1,1.10^{4}÷4,0.10^{4} Bq/dm^{3}

1.3.3.2. Отработили сорбенти - категория **2-С**

Обем РАО към 01.01.05 - 118 m^3

Общо описание – Отработили органични сорбенти. Нивата на активност значително варират в зависимост от източниците на сорбенти. Сорбентите се съхраняват под вода в резервоари. Физикохимичните им характеристики са аналогични на тези на изходните сорбенти. Налични са малки количества активен въглен. Около 70% обемни сорбент и около 30% обемни вода.

Радионуклиден състав: ^{134}Cs – $1{,}5.10^4 \div 1{,}4.10^7$ Bq/dm^3, ^{137}Cs – $5{,}9.10^4 \div 3{,}7.10^7$ Bq/dm^3

^{60}Co – $1{,}5.10^6 \div 2{,}2.10^6$ Bq/dm^3, ^{54}Mn– $2{,}2.10^5 \div 5{,}5.10^5$ Bq/dm^3

1.4. "Могилник"в ЦЗ-1

1.4.1. Твърди РАО - категория – 2-III

Обем РАО към 01.01.05 – 52,3 m^3

1.5. "Могилник" в ЦЗ-2

1.5.1. Твърди РАО - категория – 2-III

Обем РАО към 01.01.05 – 31,8 m^3

1.6. Хранилище за източници за йонизиращи лъчения (ХИЙЛ)

Излезли от употреба радиоактивни бета –източници тип "бленкер"

Брой: Над 300

Физически компоненти (обемни %) – стомана (60%), мед (20%), бакелит (20%)

Радионуклиден състав: **Обща активност**: ≈ 2.10^6 Bq

Основно ^{90}Sr /^{90}Y

1.7. Пожароизвестителни детектори (ПИД) с източници на йонизиращи лъчения

Излезли от употреба ПИД с радиоактивни алфа –източници

Брой: 2500

Физически компоненти (обемни %) – неръждаема стомана (100% - след разреждане на източниците)

Радионуклиден състав: ^{241}Am **Обща активност:** 7.10^7Bq

2. ДП "РАО", СП "РАО – Козлодуй"

2.1. Траншейно хранилище за временно съхраняване на твърди РАО – "ВС"

2.1.1. Твърди РАО - категория **2-**I и 2-II

Обем РАО към 01.01.05 – 3577 m^3

Физически компоненти (обемни %) – Текстил(3%), Метал(2%), Стружки(0% Дърво(1%), Строителни отпадъци(1%), Полимери(0%), Вата(1%), Гума(0% Хартия(0%),Смесени(92%).

Преработване

Извършено преработване - 5297 броя варели(200 l)

	Преработени отпадъци (обемни %)	Коефициент на редукция на обема
Предпресоване		
Суперпресоване	86	7
Опаковане		
Непреработени	14	-

Радионуклиден състав, Bq/kg :

$^{54}Mn - 2.10^4$	$^{110m}Ag - 3.10^4$
$^{59}Fe - 2.10^3$	$^{134}Cs - 1.10^4$
$^{58}Co - 9.10^3$	$^{137}Cs - 7.10^4$
$^{60}Co - 2.10^5$	$^{95}Nb - 4.10^3$

2.2. Склад за временно съхраняване на преработени твърди РАО – "ВС"

2.2.1. Твърди РАО - категория **2-**I и 2-II

Обем РАО към 01.01.05 - 467 m^3

Физически компоненти (обемни %) – текстил (23,23%), метал (5,48%), стружк (1,2%), дърво (1,98%), строителни отпадъци (8,23%), полимери (1,32%), вата (9,37%), гум (0,5%), хартия (0,07%),смесени (48,62%).

Преработване

Извършено преработване – 5541 броя варели(200 l)

	Преработени отпадъци (обемни %)	Коефициент на редукция на обема
Предпресоване		
Суперпресоване	100	7
Опаковане		
Непреработени	-	-

2.3. Площадка № 1 за временно съхраняване на твърди РАО в стоманобетонни контейнери – "ВС"

2.3.1. Твърди РАО - категория **2-**I и 2-II

Обем РАО към 01.01.05 - 259,8 m^3

Физически компоненти (обемни %) – текстил (26%), метал (6%), стружки (2%), дърво (2%), строителни отпадъци (12%), полимери (2%), вата (12%), гума (1%), хартия (0%), смесени (36,44%).

Преработване

Извършено преработване – 2979 броя варели(200 l), 99 стоманобетонни контейнера

	Преработени отпадъци (обемни %)	Коефициент на редукция на обема
Предпресоване		
Суперпресоване	100	7
Опаковане	СтБК	
Непреработени	-	-

Радионуклиден състав,Bq/kg:

$^{54}Mn - 3.10^4$	$^{110m}Ag - 3.10^4$
$^{59}Fe - 4.10^3$	$^{134}Cs - 6.10^4$
$^{58}Co - 1.10^4$	$^{137}Cs - 6.10^4$
$^{60}Co - 2.10^5$	$^{95}Nb - 5.10^3$

2.4. Площадка № 2 за временно съхраняване на твърди РАО в стоманобетонни контейнери – "ВС"

2.4.1. Твърди РАО - категория **2-**I и 2-II

Обем РАО към 01.01.05 – 74.1 m^3

Физически компоненти (обемни %) - 200-л варели с твърди РАО, суперпресовани и имобилизирани в бетонна нерадиоактивна матрица.

Преработване

Извършено преработване – 186 броя варели(200 l), 10 стоманобетонни контейнера

	Преработени отпадъци (обемни %)	Коефициент на редукция на обема
Предпресоване		
Суперпресоване	100	7
Опаковане	СтБК	
Непреработени	-	-

Радионуклиден състав [Bq/kg]:

$^{54}Mn - 3.10^4$	$^{110m}Ag - 5.10^4$
$^{59}Fe - 3.10^3$	$^{134}Cs - 7.10^4$
$^{58}Co - 2.10^4$	$^{137}Cs - 1.10^5$
$^{60}Co - 3.10^5$	$^{95}Nb - 6.10^3$

2.5. Площадка за временно съхраняване на твърди РАО в голямотонажн контейнери – "ВС"

2.5.1. Твърди РАО - категория **2-** I

[redacted]

СтБК-3-1 и СтБК-3-3	**84**
Общо	**212**

3. Изследователски реактор ИРТ-2000

Съхранявано количество: 84000 l

Характеристики: специфична активност 84 Bq/l

4. ПХРАО Нови хан

4.1. Хранилище за твърди РАО

Обем на РАО: 120 m^3 непреработени РАО;

Обща погребана активност: 6.58 x 10^{12} Bq;

Определящи радионуклиди: ^{137}Cs (4.29 x 10^{12} Bq, 65,20%), ^{60}Co (8.63 x 10^{11} Bq, 13.2%), ^{90}Sr (7.71 x 10^{11} Bq, 11.72%), ^{14}C (3.70 x 10^{11} Bq, 5.62%), ^{3}H (2.42 x 10^{11} Bq, 3.68%) и минимални количества ^{55}Fe, ^{65}Zn, ^{106}Ru, ^{134}Cs, ^{144}Ce, ^{204}Tl.

4.2. Хранилище за твърди биологични РАО

Обем на РАО: 25 m^3 кондиционирани РАО;

Обща погребана активност: 1.65 x 10^{11} Bq;

Определящи радионуклиди: ^{137}Cs (1.12 x 10^{11} Bq, 67.88%), ^{90}Sr (1.85 x 10^{10} Bq, 11.21%), ^{14}C (1.55 x 10^{10} Bq, 9.39%), ^{3}H (1.02 x 10^{10} Bq, 6.18%), ^{60}Co (8.28 x 10^{9} Bq, 5.02%) и минимални количества ^{65}Zn, ^{54}Mn, ^{106}Ru, ^{134}Cs, ^{144}Ce.

4.3. Хранилище за закрити източници

Обем на РАО: 0.65 m^3 непреработени РАО.

Обща погребана активност: 6.19 x 10^{13} Bq;

Определящи радионуклиди: ^{137}Cs (5.39 x 10^{13} Bq, 87,08%) и ^{60}Co (7.09 x 10^{12} Bq, 11.45%), минимални количества ^{90}Sr (6.57 x 10^{10} Bq, 0.11%), ^{226}Ra (5.97 x 10^{11} Bq, 0.94%), ^{239}Pu (1.82 x 10^{11} Bq, 0.30%), ^{3}H, ^{22}Na, ^{55}Fe, ^{63}Ni, ^{85}Kr, ^{133}Ba, ^{147}Pm, ^{170}Tm, ^{204}Tl, ^{241}Am.

4.4. Инженерна траншея за твърди РАО

Обем на РАО: 100 m^3 непреработени РАО;

Обща погребана активност: 1.04 x 10^{12} Bq;

Определящи радионуклиди: ^{137}Cs (7.00 x 10^{11} Bq, 67.31%), ^{60}Co (1.84 x 10^{11} Bq, 17.69%), ^{90}Sr (1.54 x 10^{11} Bq, 14.81%).

4.5. Резервоари за временно съхраняване на течни РАО

Съхранявано количество: 12 m^3;

Характеристики: разтвори на ^{134}Cs, ^{137}Cs, ^{60}Co, ^{90}Sr с активност под границите за освобождаване;

4.6. Площадка за съхраняване на РАО в ЖПК

Обем на РАО: 310 m^3 частично преработени (демонтаж, преопаковане) РАО;

Обща съхранявана активност: 9.28 x 10^{13} Bq;

Определящи радионуклиди: ^{241}Am (7.84 x 10^{13} Bq, 84.48%), ^{60}Co (1.13 x 10^{13} Bq, 12.18%), ^{239,238} Pu (2.18 x 10^{12} Bq, 2.34%), ^{85}Kr (1.03 x 10^{12} Bq, 1.11%) и минимални количества ^{3}H, ^{14}C, ^{36}Cl, ^{90}Sr, $^{241}Am/Be$, $^{241}Pu/Be$, $^{226}Ra/Be$;

4.7. Площадка за съхраняване на РАО в бетонни приемници тип "ПЕК", стоманобетонни контейнери СтБККУБ и стоманобетонни контейнери СтБКГОУ

Обем на РАО: 114 m^3 частично преработени (демонтаж, преопаковане) РАО;

Обща съхранявана активност: 1.36 x 10^{15} Bq;

Определящи радионуклиди: ^{60}Co (1.05 x 10^{15} Bq) и ^{137}Cs (3.15 x 10^{14} Bq) и минимални количества ^{241}Am, ^{239}Pu, ^{3}H, ^{14}C, ^{85}Kr, ^{90}Sr, ^{232}Th, ^{252}Cf, $^{241}Am/Be$, $^{241}Pu/Be$.

4.8. Площадка за съхраняване на нискоактивни РАО

Обем на РАО: 331,1 m^3 частично преработени (демонтаж, преопаковане).

5. Уранодобив

5.1. Хвостохранилище Бухово-1

Количество депонирани РАО: 1.3 млн m^3 хвост.

5.2. Хвостохранилище Бухово-2

Количество депонирани РАО: 4.5 млн тона хвост и неизвестно количество твърди РАО от ликвидацията на хидрометалургичния завод "Металург" – Бухово.

5.3. Хвостохранилище Елешница

Количество депонирани РАО: 9.0 млн тона хвост, 1700 m^3 отработени йонообменни смоли и неизвестно количество твърди РАО от ликвидацията на хидрометалургичния завод "Звезда" – Елешница;

Оценена активност: 1.5 x 10^{15} Bq.

Приложение L-5

СПИСЪК НА МЕЖДУНАРОДНИТЕ ДОГОВОРИ, ЗАКОНИ И ПОДЗАКОНОВИ НОРМАТИВНИ АКТОВЕ, ПРИЛОЖИМИ КЪМ СЪОРЪЖЕНИЯТА ЗА УПРАВЛЕНИЕ НА ОТРАБОТЕНО ГОРИВО И СЪОРЪЖЕНИЯТА ЗА УПРАВЛЕНИЕ НА РАДИОАКТИВНИ ОТПАДЪЦИ

1. Международни договори и споразумения

1.1. ЕДИННА КОНВЕНЦИЯ за безопасност при управление на отработено гориво и за безопасност при управление на радиоактивни отпадъци (ратифицирана със закон, приет от 38-мо Народно събрание на 10.05.2000 г. - ДВ, бр. 42 от 2000 г. обнародвана., ДВ, бр. 63 от 2001 г., в сила от 18.06.2001 г.;

1.2. ВИЕНСКА КОНВЕНЦИЯ за гражданска отговорност за ядрена вреда;

1.3. КОНВЕНЦИЯ за физическа защита на ядрения материал;

1.4. КОНВЕНЦИЯ за оперативно уведомяване при ядрена авария;

1.5. КОНВЕНЦИЯ за помощ в случай на ядрена авария или радиационна аварийна обстановка;

1.6. КОНВЕНЦИЯ за оценка на въздействието върху околната среда в трансграничен контекст, обнародвана 1999 г., в сила от 1997 г.;

1.7. СПОГОДБА между правителството на Република България и правителството на Република Гърция за оперативно уведомяване при ядрена авария и обмен на информация за ядрени съоръжения;

1.8. СПОРАЗУМЕНИЕ между правителството на Република България и правителството на Румъния за оперативно уведомяване при ядрена авария и обмен на информация за ядрени съоръжения;

1.9. СПОРАЗУМЕНИЕ между правителството на Република България и правителството на Република Турция за оперативно уведомяване при ядрена авария и за обмен на информация за ядрени съоръжения;

1.10. СПОРАЗУМЕНИЕ за сътрудничество между Комитета за използване на атомната енергия за мирни цели на Република България и Федералния надзор на Русия по ядрена и радиационна безопасност;

1.11. СПОРАЗУМЕНИЕ между Комитета за използване на атомната енергия за мирни цели на Република България и Министерството за опазване на околната среда и ядрената безопасност на Украйна в областта на държавното регулиране и контролиране на безопасността при използуване на атомната енергия за мирни цели;

1.12. СПОГОДБА между правителството на Република България и правителството на Руската Федерация за сътрудничество в областта на мирното използване на атомната енергия;

1.13. СПОГОДБА между правителството на Република България и правителството на Руската Федерация за сътрудничество в областта на атомната енергетика;

1.14. СПОРАЗУМЕНИЕ между Комитета за използване на атомната енергия за мирни цели при Министерския съвет на Република България и Федералното министерство на околната среда, защитата на природата и реакторната безопасност на Федерална Република Германия;

2. Закони

2.1. ЗАКОН за безопасно използване на ядрената енергия (обн., ДВ, бр. 63 от 28.06.2002 г., изм. и доп., бр. 120 от 29.12.2002 г., бр. 70 от 10.08.2004 г.);

2.2. ЗАКОН за опазване на околната среда (обн., ДВ, бр. 91 от 25.09.2002 г., попр., бр. 98 от 18.10.2002 г., изм., бр. 86 от 30.09.2003 г., доп., бр. 70 от 10.08.2004г.);

2.3. ЗАКОН за здравето (обн., ДВ, бр. 70 от 10.08.2004 г., в сила от 1.01.2005 г., доп., бр. 46 от 3.06.2005 г.);

2.4. ЗАКОН за управление при кризи (обн., ДВ, бр. 19 от 1.03.2005 г.).

3. Подзаконови нормативни актове

3.1. НАРЕДБА за основните норми за радиационна защита (ПМС № 190/30.07.2004 г., ДВ, бр. 73/2004 г.);

3.2. НАРЕДБА за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво (ПМС № 196/02.08.2004 г., ДВ, бр. 71/2004 г.);

3.3. НАРЕДБА за безопасно управление на радиоактивни отпадъци (ПМС № 198/03.08.2004 г., ДВ, бр.72/2004 г.);

3.4. НАРЕДБА за безопасност при извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения (ПМС № 204/05.08.2004 г., ДВ, бр. 73/2004 г.);

3.5. НАРЕДБА за условията и реда за предаване на радиоактивни отпадъци на Държавно предприятие "Радиоактивни отпадъци" (ПМС № 164/14.07.2004 г., ДВ, бр. 64/2004 г.);

3.6. НАРЕДБА за установяване, събиране, разходване и контрол на средствата и определяне размера на дължимите вноски по фонд "Извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения" (ПМС № 300/17.12.2003 г., ДВ, бр. 112/2003 г.);

3.7. НАРЕДБА за установяване, събиране, разходване и контрол на средствата и определяне размера на дължимите вноски по фонд "Радиоактивни отпадъци". (ПМС № 301/17.12.2003 г., ДВ, бр. 112/2003 г., доп., ДВ, бр 13/2004 г.);

3.8. НАРЕДБА за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия (ПМС № 93/04.05.2004 г., ДВ, бр. 41/2004 г.);

3.9. НАРЕДБА за радиационна защита при дейности с източници на йонизиращи лъчения (ПМС № 200/04.08.2004 г., ДВ, бр. 74/2004 г.);

3.10. НАРЕДБА за осигуряване безопасността на ядрените централи (ПМС № 172/19.07.2004 г., ДВ, бр. 66/2004 г.);

3.11. НАРЕДБА за условията и реда за уведомяване на Агенцията за ядрено регулиране за събития в ядрени съоръжения и обекти с източници на йонизиращи лъчения (ПМС № 188/30.07.2004 г., ДВ, бр. 71/2004 г.);

3.12. НАРЕДБА за условията и реда за освобождаване на малки количества ядрен материал от прилагането на Виенската конвенция за гражданска отговорност за ядрена вреда (ПМС № 201/04.08.2004 г., ДВ, бр. 72/2004 г.);

3.13. НАРЕДБА за условията и реда за придобиване на професионална квалификация и за реда за издаване на лицензии за специализирано обучение и на удостоверения за правоспособност за използване на ядрената енергия (ПМС № 209/06.08.2004 г., ДВ, бр. 74/2004 г.);

3.14. НАРЕДБА за аварийно планиране и аварийна готовност при ядрена и радиационна авария (ПМС № 189/30.07.2004 г., ДВ, бр. 71/2004 г.);

3.15. НАРЕДБА за осигуряване на физическата защита на ядрени съоръжения, ядрения материал и радиоактивните вещества (ПМС № 224/25.08.2004 г., ДВ, бр. 77/2004 г.)

3.16. НАРЕДБА за условията и реда за определяне на зони с особен статут около ядрени съоръжения и обекти с източници на йонизиращи лъчения (ПМС № 187/28.07.2004 г., ДВ, бр. 69/2004 г.);

3.17. НАРЕДБА за условията и реда за събиране и предоставяне на информация и за водене на регистри за дейностите, предмет на гаранциите по Договора за неразпространение на ядреното оръжие (ПМС № 210/06.08.2004 г., ДВ, бр. 74/2004 г.);

3.18. НАРЕДБА за осигуряване безопасността на изследователските ядрени инсталации (ПМС № 231/02.09.2004 г., ДВ, бр. 80/2004 г.);

3.19. НАРЕДБА за условията и реда за извършване на превоз на радиоактивни вещества (ПМС № 156/13.07.2005 г., ДВ, бр. 60/2005 г.);

3.20. НАРЕДБА № 1 от 15.11.1999 г. за норми за целите на радиационна защита и безопасност при ликвидиране на последствията от урановата промишленост в Република България (ДВ, бр. 101/1999 г., изм., ДВ, бр. 63/2001 г.);

3.21. НАРЕДБА за условията и реда за извършване на оценка на въздействието върху околната среда на инвестиционни предложения за строителство, дейности и технологии (ПМС № 59/07.03.2003 г., ДВ, бр. 25/2003 г.);

3.22. УСТРОЙСТВЕН ПРАВИЛНИК на Агенцията за ядрено регулиране (ПМС № 199/29.08.2002 г., ДВ, бр. 86/2002, изм. и доп., ДВ, бр. 46/2005 г.);

3.23. НАРЕДБА за реда за заплащане на таксите по Закона за безопасно използване на ядрената енергия. (ПМС № 206/17.09.2003 г., ДВ, бр. 85/2003 г.);

3.24. ТАРИФА за таксите събирани от Агенцията за ядрено регулиране по Закона за безопасно използване на ядрената енергия. (ПМС № 206/17.09.2003 г., ДВ, бр. 85/2003 г.);

3.25. Наредба № 9 от 21 март 2005 г. за създаване и поддържане на публичен регистър на обектите с обществено предназначение, контролирани от регионалните инспекции за опазване и контрол на общественото здраве (ДВ, бр. 28 от 2005 г.).

Приложение L-6

ЧОВЕШКИ И ФИНАНСОВИ РЕСУРСИ

I. Човешки ресурси

АЕЦ "Козлодуй"

Ръководството на "АЕЦ Козлодуй"ЕАД показва ангажираност по отношение на човешките ресурси с цел да осигури:

- назначаване на необходимия квалифициран персонал в съответствие с квалификационните изисквания за длъжностите;
- обучение за работно място и поддържане на квалификацията на персонала;
- назначаване на правоспособни специалисти в съответствие с изискванията на Закона за използване на ядрената енергия.

Функциите по предварителен подбор, професионален подбор, обучение и квалификация на персонала са обособени в отделни структурни звена с цел да се осигури независимост на оценките от подбора и оценката на обучението.

Предварителният подбор се извършва от административните звена с помощта на структурните звена, в които лицата ще работят.

Обучението и поддържането на квалификацията на персонала се извършват от отделно структурно звено - Управление "Персонал и Учебно-тренировъчен център".

Основен фактор за подготовката и квалификацията на кадрите в АЕЦ "Козлодуй" е ефективното производствено обучение. Отговорни за обучението на персонала са изпълнителният директор на "АЕЦ Козлодуй" ЕАД, ръководителите на съответните структурни звена и управление "Персонал и учебно-тренировъчен център".

Учебно-тренировъчният център (УТЦ) на АЕЦ "Козлодуй" е разположен на площадката на централата. Центъра разполага със съвременна материално-техническа база, която позволява прилагането на всички съвременни форми на обучение.

Критериите и изискванията за обучението, квалификацията и правоспособността на кадрите, работещи в областта на атомната енергия са формулирани във влезлия в сила от 24.08.2004 год. нов подзаконов акт – Наредба за условията и реда за придобиване на професионална квалификация и за реда за издаване на лицензии за специализирано обучение и на удостоверения за правоспособност за използване на ядрената енергия.

В съответствие с изискванията на ЗБИЯЕ дейностите, които имат отношение към безопасността на ядрените съоръжения и към дейностите с източници на йонизиращи лъчения се извършват само от професионално квалифициран персонал, притежаващ удостоверение за правоспособност.

"АЕЦ Козлодуй" ЕАД реализира регламентираните в нормативните документи изисквания към персонала чрез "Система за обучение и квалификация на персонала". Системата обхваща организацията, ръководството, реализацията и контрола на дейностите по обучение и квалификация на персонала, структурата и функционалните отговорности на длъжностните лица от структурата на АЕЦ, нива на пълномощия и взаимодействие на елементите от системата при осъществяване на дейностите.

От гледна точка на квалификационните изисквания, персоналът, зает с управление на радиоактивните отпадъци и ОЯГ, е диференциран в три групи както следва:

- група А - оперативен и ръководен персонал, подлежащ на атестиране от Квалификационна изпитна комисия ;
- група Б – ръководители, специалисти и изпълнителски персонал в структурните звена на "АЕЦ Козлодуй" ЕАД, подлежащи на изпит по техническа експлоатация и необхванати в група "А" ;
- група В – ръководители, специалисти, изпълнителски и помощен персонал в структурните звена на "АЕЦ Козлодуй" ЕАД, не обхванати в групи А и Б.

Квалификационните изисквания за заемане на всяка длъжност в "АЕЦ Козлодуй" ЕАД са описани подробно в длъжностните характеристики за съответното работно място. Длъжностните характеристики на персонала, пряко зает с управление на радиоактивните отпадъци и ОЯГ, се предоставят на Агенцията по ядрено регулиране.

Длъжностните характеристики на целия персонал се утвърждават от изпълнителния директор на "АЕЦ Козлодуй"ЕАД, но подлежат на проверка от страна на Агенцията по ядрено регулиране.

Агенцията по ядрено регулиране прилага ясно изразена политика за признаване на професионалната квалификация на персонала, работещ в областта на използване на ядрената енергия, която изисква:

- определени в лицензиите за експлоатация на ядрените съоръжения на АЕЦ "Козлодуй" списъци на длъжностите, за които се изисква специализирано обучение и признаване на правоспособност от КИК съгласно ЗИЯЕ;

- утвърден от Изпълнителния директор на "АЕЦ Козлодуй"ЕАД списък на длъжностите от персонала, зает с управлението на радиоактивни отпадъци и отработено ядрено гориво, за които се изисква специализирано обучение и доказване на професионална квалификация за извършването на тези дейности, изготвен в съответствие с изискванията на Наредбата за условията и реда за придобиване на професионална квалификация и реда за издаване на лицензии за специализирано обучение и на удостоверения за правоспособност за използване на ядрената енергия;
- провеждане на изпити на персонала, подлежащ на признаване на правоспособност по утвърдени от Председателя на Агенцията за ядрено регулиране изпитни конспекти;
- назначаване на квалификационната изпитна комисия от Председателя на агенцията за ядрено регулиране съгласувано с министъра на здравеопазването;
- удостоверението за правоспособност е с ограничен срок – до пет години.

Персоналът, извършващ дейности, свързани с осигуряване и контрол на ядрената безопасност и радиационната защита при управлението на радиоактивните отпадъци и ОЯГ е с призната правоспособност от Агенцията по ядрено регулиране.

Всички дейности по управлението на радиоактивните отпадъци и ОЯГ са осигурени с достатъчно на брой квалифициран персонал. Броят на необходимия персонал се определя в длъжностно щатно разписание, в което се определят конкретните длъжности, броят им, минималната изисквана образователна степен за заемане на длъжността.

За осигуряване на квалифициран и компетентен персонал се прилага система за подбор. Тази система осигурява:

- проверка на съответствието на изискванията на кандидатите с квалификационните изисквания за заемане на длъжностите;
- проверка на здравния статус на кандидатите и последваща оценка за разрешаване на работа в среда с йонизиращи лъчения;
- проверка на психо-физиологичните характеристики на персонала, имащ пряко отношение към осигуряването и контрола на дейностите по управлението на РАО и ОЯГ и подлежащ на признаване на правоспособност от Квалификационната изпитна комисия на АЯР.

Обучението на персонала се реализира на базата на разработени типови програми за обучение, а проверката на квалификацията – на базата на разработени конспекти за изпит. Типовите програми за обучение са изготвени за длъжност и работно място, на базата на необходимите знания и умения, изисквани от персонала за изпълнение на възложените му работни задачи и изискванията на длъжностните характеристики.

Допускането до самостоятелна работа на персонала, за който не се изисква признаване на правоспособност от КИК става след обучение и атестиране (проверка за потвърждаване на изискваната квалификация) от Ведомствени изпитни комисии (ВИК). Системата за вътрешно атестиране обхваща както първоначални изпити по безопасност и за работно място, така и периодични изпити за всички длъжности. Всички, които са атестирани за определена длъжност, преминават преатестиране с различна периодичност за различните длъжности и категории персонал.

Прилаганата система за подготовка, поддържане и постоянно развитие и усъвършенстване на знанията и уменията на персонала, използването на съвременни и модерни методи, средства и материално техническа база гарантират, че експлоатацията и поддръжката на ядрените съоръжения в АЕЦ "Козлодуй" е поверена на висококвалифициран персонал.

На основание на гореизложеното може да смята, че всички условия за осигуряване с квалифициран персонал, необходим за дейностите, свързани с безопасността по време на експлоатационния срок на съоръженията за управление на ОЯГ и РАО са налице и този персонал е наличен.

Справка за образованието на персонала в структурните звена на АЕЦ „Козлодуй" имащи отношение към управлението на ОГ и РАО.

Структурно звено	**Основни функции**	**Общо персонал**	**Висше образование**	**Средно**	**Основно**
Дирекция Б и К персонала, за който се изисква правоспособност, е лицензиран от Регулиращият орган.	- методическо ръководство, координиране и контрол на безопасността ; - прилагане на нормативните изисквания и повишаване на културата на безопасност ; - независим контрол на ЯБ и РЗ в рамките на дружеството ;	**235**	**131** 55,74%	**103** 43,83 %	**1** 0.43 %

	-метрологично осигуряване и мониторинг на околната среда				
Дирекция "Производство" Управление "Р" Управление "ИТО" **"ЕП-1"** **"ЕП-2"** **Цех ХОГ**	- производство на ел. енергия - експлоатация на ХОГ; - спазване изискванията на ТР в съответствие с условията на регулиращите и надзорни органи ; - експлоатация на ХТС ; - ефективно управление на ресурса - инженерно обезпечаване на ХОГ ; - планиране, координиране и анализ на изпълнението на производствената програма - анализ на технико-икономическите показатели - експлоатация на ядрените съоръжения с реактори ВВЕР-440 - експлоатация на ядрените съоръжения с реактори ВВЕР-1000 - експлоатация на ХОГ	**302** **293,5** **1418** **1866** **49**	**57** 18.87% **98** 33.39 % **348** 24.54 % **614** 32.9 % **16** 32.65 %	**203** 67.21 % **174** 59.28 % **957** 67.48 % **1201** 64.36 % **33** 67.35 %	**41** 13.57 % **21** 7.16 % **113** 7.97 % **51** 2.73 % **0** 0%
Управление "П и УТЦ"	- организира и провежда учебно-тренировъчния процес ; - контрол на квалификацията	**61**	**41** 34.04 %	**19** 26.38 %	**1** 1.64 %
Изпитвателен център "Диагностика и контрол"	- диагностика и контрол за състоянието на основния метал и заваръчните съединения	**72**	**40** 55.56 %	**32** 44.44 %	**0**

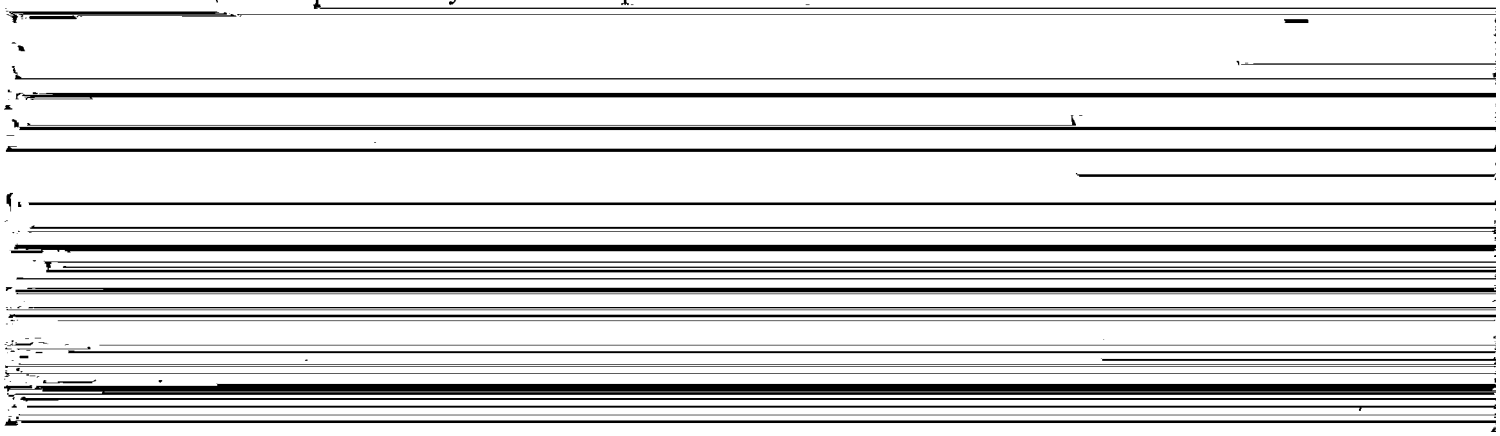
Ядрена научно експериментална база (ЯНЕБ) на Института за ядрени изследвания и ядрена енергетика на БАН

Към м. юни 2005 г. ЯНЕБ разполага с 35 човека експлоатационен персонал, от които 14 са с висше образование. Изискванията към квалификацията са регламентирани в длъжностната характеристика за всяко работно място. Длъжностните характеристики на персонала, пряко зает с управление на ОГ и РАО, се съгласуват с Агенцията за ядрено регулиране.

Изискванията към персонала включват:

- наличие на средно образование със специалности механика, енергетика, електроника, шлосерство, стругарство и други специалности - за техническия персонал;
- наличие на висше образование със специалности ядрена енергетика, ядрена физика, електроинженерни и машиностроителни специалности - за инженерния персонал;
- придобиване на допълнителна квалификация и получаване на правоспособност за работа в сфера на йонизиращи лъчения;
- допълнително обучение и квалификация на персонала за конкретно заеманата длъжност.

Ежегодно се изготвя Програма за обучение и повишаване квалификацията на персонала, която се провежда както на територията на съоръжението, така и извън него. Специализираното обучение на персонала включва:



установените професионални и здравни изисквания. В приложение 5 към лицензията са определени длъжностите, които може да се заемат само от лица, притежаващи действащи удостоверения за правоспособност, издадени от Председателя на АЯР.

Към 15.06.2005 г. персоналът на ДП "РАО" се състои от 208 човека. От тях, разделени по структури и степен на образование са, както следва:

Поделение	Общ брой	Висше образование	Средно образование	Основно образование
ГУ на ДП „РАО"	**21 човека**	**19 човека**	**2 човека**	**-**
СП"РАО-Козлодуй"	**187 човека**	**54 човека**	**129 човека**	**4 човека**
Общо:	**208 човека**	**73 човека**	**131 човека**	**4 човека**

ПХРАО - Нови хан

ПХРАО Нови хан разполага с квалифициран персонал, необходим за изпълнение на дейностите, свързани с безопасността при експлоатация на съоръженията за управление на РАО. Подборът на персонал, съгласно разработените в ПХРАО Нови хан критерии, цели:

⇒ ограничаване на случаен избор на персонал

⇒ назначаване на персонал с висока професионална квалификация

⇒ назначават се само лица с медицински допуск с право за работа в среда на йонизиращи лъчения.

Общата численост на персонала е 61 души, от които 38 (62%) са с висше образование в областта на ядрена физика, радиохимия, радиобиология и инженерно-технически специалности, 23 (38%) са със средно специално образование. Петима от служителите са с научна степен. Всички дейности се извършват само от професионално квалифициран персонал притежаващ удостоверение за правоспособност по смисъла на чл.16 т.4 на ЗБИЯЕ. Във връзка с извършване на превоз на радиоактивни вещества 30% от

общия брой служители е квалифициран по Европейската Спогодба за международен превоз на опасни товари по шосе (ADR).

Квалификацията на персонала се повишава в съответствие с Процедура по управление, обучение и квалификация на персонала като част от Интегрираната система на ПХРАО-Нови хан за управление на качеството и околната среда. Процедурата е в съответствие с изискванията на "Наредба за условията и реда за придобиване на професионална квалификация и реда за издаване на лицензии за специализирано обучение и на удостоверения за правоспособност за използване на ядрената енергия". Част от процедурата по повишаване на квалификацията е и участието в курсове, семинари, специализации и регионални проекти на МААЕ в областта на безопасно управление на РАО.

За създаване на добър психо-физиологичен климат и мотивация на персонала продължава да се работи в следните направления:

⇒ ясно дефиниране на функциите, правата, отговорностите и взаимоотношенията;

⇒ адекватно заплащане в съответствие с носените отговорности;

⇒ прилагане на социална програма.

II. Финансови ресурси

АЕЦ "Козлодуй"

С отделянето на АЕЦ "Козлодуй" като самостоятелно акционерно дружество финансовите средства за издръжката на отработеното гориво се осигуряват от приходите от реализацията на продукцията, от кредити и помощи.

С приходите от продажбите се осигуряват финансови средства за обезпечаване на производствения процес. Съгласно утвърдения "Стратегически план за безопасно и ефективно управление на ядрено-горивния цикъл в АЕЦ "Козлодуй", разходите за поддържане на безопасността на съоръженията за управление на отработено гориво, включително разходите за връщането на отработеното гориво за преработка в Русия, са част от експлоатационните разходи на АЕЦ "Козлодуй".

От печалбата и амортизациите се финансират инвестиции, които дружеството прави със собствени средства.

От 01.01.2003 г. със Закона за безопасно използване на ядрената енергия се променят и актуализират Наредбите за фонд "Извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения" и фонд "Радиоактивни отпадъци". Редът и начинът за финансиране на дейностите по извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения и управлението на радиоактивните отпадъци са уредени в тези наредби, като принципите за набиране и разходване на средствата за двата фонда са следните:

Приходите се събират, отчитат и централизират в системата на единната бюджетна сметка, като се използват отделни транзитни сметки, открити на Министерство на енергетиката и енергийните ресурси в Българската народна банка и отделен платежен код в системата за електронни бюджетни разплащания;

Фондовете се управляват по начин, осигуряващ изпълнението на годишната

енергийните ресурси.

Средствата на фондовете се управляват в рамките на контрола и управлението на ликвидността на системата на единна сметка.

Намерения:

От "АЕЦ Козлодуй" ЕАД е направено предложение за актуализация на Наредбата за извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения с цел:

- преразглеждане на оценката на общите прогнозни разходи за извеждане от експлоатация на ядрените съоръжения, както и за управление на отработено ядрено гориво, включително преработката му, което остава на площадката след окончателното прекратяване на експлоатацията на последния ядрен реактор;

промяна на размерът на годишните вноски на АЕЦ "Козлодуй", които да бъдат определени на база прогнозните разходи за погребване на РАО получени от експлоатацията на блоковете /или прогнозните разходи за извеждане от експлоатация/ и проектния срок на служба на блоковете и набраните до момента средства във фондовете;

определяне нормативния срок в който трябва да бъдат налични фондовете за финансиране на общите разходи при извеждане от експлоатация.

Разходите за извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения и за поддържане на безопасността на съоръженията за управление на РАО се финансират и от външни помощи.

По програма ФАР- ядрена безопасност продължават да се отпускат средства за разработката на проекти, свързани с дейности по извеждане от експлоатация и управление на РАО.

От програмата за техническа помощ на МААЕ се финансира "Проект за управление на проекта по извеждане от експлоатация на АЕЦ "Козлодуй".

ЯНЕБ

Финансовите ресурси за поддържане на безопасността при управление на ОГ от изследователския реактор се осигуряват ежегодно от държавния бюджет.

ДП "РАО"

Дейностите по управление на РАО от АЕЦ "Козлодуй" се финансират от Фонд "Радиоактивни отпадъци", като за целта между ДП "РАО" и Фонда се сключва договор за финансиране.

ПХРАО-Нови хан

Дейностите по управление на РАО от ИЯИЯЕ в ПХРАО Нови хан се финансират от Фонд "Радиоактивни отпадъци", като за целта между ИЯИЯЕ и ДП "РАО" се сключва

договор за финансиране. Инвестиционната програма на ПХРАО-Нови хан, свързана с изграждането на нови съвременни съоръжения за управление на РАО на площадката на ПХРАО-Нови хан се финансира със средства на ЕС по програма ФАР. Съфинансирането се осигурява от фонд "РАО".