



**ПЕТИ НАЦИОНАЛЕН ДОКЛАД  
НА РЕПУБЛИКА БЪЛГАРИЯ  
ЗА ИЗПЪЛНЕНИЕ НА ЗАДЪЛЖЕНИЯТА  
ПОЕДИННАТА КОНВЕНЦИЯ  
ЗА БЕЗОПАСНОСТ ПРИ УПРАВЛЕНИЕ НА  
ОТРАБОТЕНО ГОРИВО И  
ЗА БЕЗОПАСНОСТ ПРИ УПРАВЛЕНИЕ НА  
РАДИОАКТИВНИ ОТПАДЪЦИ**

**гр. София, септември 2014 г.**

## СЪДЪРЖАНИЕ

Списък на използваните съкращения.....	3
<b>Раздел А. Увод.....</b>	<b>5</b>
<b>Раздел В. Политики и практики .....</b>	<b>7</b>
Член 32. Представяне на доклади .....	7
<b>Раздел С. Област на прилагане .....</b>	<b>12</b>
<b>Раздел D. Отчети (инвентарни количества) и списъци.....</b>	<b>13</b>
Член 32 Представяне на доклади, т.2.....	13
<b>Раздел Е. Законодателна и регулираща система .....</b>	<b>19</b>
Член 18. Мерки за изпълнение .....	19
Член 19. Законодателна и регулираща основа.....	19
Член 20. Регулиращ орган.....	22
<b>Раздел F: Други общи разпоредби по безопасност.....</b>	<b>25</b>
Член 21. Отговорност на притежателя на разрешение .....	25
Член 22. Човешки и финансови ресурси .....	26
Член 23. Осигуряване на качеството .....	28
Член 24. Радиационна защита по време на експлоатация .....	30
Член 25. Аварийна готовност .....	38
Член 26. Извеждане от експлоатация .....	42
<b>Раздел G: Безопасност при управление на отработено гориво.....</b>	<b>45</b>
Член 4. Общи изисквания за безопасност .....	45
Член 5. Съществуващи съоръжения .....	48
Член 6. Избор на площадка за предложени съоръжения.....	49
Член 7. Проектиране и изграждане на съоръжения .....	51
Член 8. Оценка на безопасността на съоръжения .....	52
Член 9. Експлоатация на съоръжения.....	53
Член 10. Погребване на отработено гориво .....	57
<b>Раздел H: Безопасност при управление на радиоактивни отпадъци.....</b>	<b>58</b>
Член 11. Общи изисквания по безопасност .....	58
Член 12. Съществуващи съоръжения и предишни практики.....	63
Член 13. Избор на площадка за предложени съоръжения.....	65
Член 14. Проектиране и изграждане на съоръжения .....	67
Член 15. Оценка на безопасността на съоръжения .....	68
Член 16. Експлоатация на съоръжения .....	70
Член 17. Мерки за ведомствен контрол след затваряне .....	74
<b>Раздел I. Трансграничен превоз.....</b>	<b>76</b>
Член 27. Трансграничен превоз .....	76
<b>Раздел J: Използвани закрити източници .....</b>	<b>79</b>
Член 28. Използвани закрити източници .....	79
<b>Раздел K: Планирани дейности по повишаване на безопасността .....</b>	<b>81</b>
<b>Раздел L: Приложения .....</b>	<b>84</b>

**Списък на използваните съкращения в петия национален доклад по Единната  
конвенция**

АЕЦ – атомна електроцентрала  
АЯР – агенция за ядрено регулиране  
БАН – Българска академия на науките  
БОК – басейн за отлежаване на касетите  
БВС – Бак за високоактивни сорбенти  
БНС – Бак за нискоактивни сорбенти  
ВВЕР – водно-воден енергиен реактор  
ВРАО – високоактивни радиоактивни отпадъци  
ДП “РАО” – Държавно предприятие “Радиоактивни отпадъци”  
ЕБВР – Европейска банка за възстановяване и развитие  
ЕС – Европейски съюз  
ЗБИЯЕ – Закон за безопасно използване на ядрената енергия  
ЗЗ – Закон за здравето  
ЗООС – Закон за опазване на околната среда  
ИДК – Индивидуален дозиметричен контрол  
ИЕ – извеждане от експлоатация  
ИЙЛ - източници на йонизиращи лъчения  
ИРТ – изследователски реактор  
ИЯИЯЕ – Институт за ядрени изследвания и ядрена енергетика  
КЗ – контролирана зона  
КО – кубов остатък (течен радиоактивен концентрат)  
МААЕ – Международната агенция по атомна енергия  
МООБ – междинен отчет за оценка на безопасността  
НЦРРЗ – Национален център по радиобиология и радиационна защита  
ОВОС – оценка на въздействието върху околната среда  
ОНРЗ – Основни норми за радиационна защита  
ОГ – отработено гориво  
ООБ – отчет за оценка на безопасността  
ОООБ – окончателен отчет за оценка на безопасността  
РАО – радиоактивни отпадъци

СК – спецкорпус

СКРАО – склад за съхраняване на кондиционирани РАО в СП РАО – Козлодуй

СП “РАО – Козлодуй” – специализирано поделение РАО – Козлодуй

СП “ПХРАО – Нови хан” - постоянно хранилище за радиоактивни отпадъци

СтБК – стоманобетонен контейнер

СУ – система за управление

СЯГ – свежо ядрено гориво

ТОБ – техническа обосновка на безопасността

ХОГ – хранилище за отработено гориво

ХССОЯГ – хранилище за сухо съхранение на отработено ядрено гориво

ЦЗ – централна (реакторна) зала

ЦПРАО – цех за преработване на РАО в СП РАО – Козлодуй

ЯС – Ядрено съоръжение

## РАЗДЕЛ А. УВОД

Република България подписа на 22 септември 1998 г. във Виена Единната конвенция за безопасност при управление на отработено гориво и за безопасност при управление на радиоактивни отпадъци (Единната конвенция, Конвенцията). Единната конвенция е ратифицирана със закон през 2000 г. и е в сила за Република България от 18 юни 2001 г. През 2003 г. Република България изготви своя Първи национален доклад, който представи степента на съответствие с изискванията на Конвенцията, достигнатото ниво на безопасност при управление на отработеното гориво и на радиоактивните отпадъци и планираните дейности.

Вторият, третият и четвъртият национални доклади на Република България представиха състоянието и усилията на страната в прилагане на изискванията на конвенцията. Докладите акцентираха върху настъпилите в страната изменения в нормативната база, националната инфраструктура за управление на отработено гориво (ОГ) и радиоактивни отпадъци (РАО), състоянието на съоръженията и прилагане на нормативните изисквания по безопасност.

В настоящия пети национален доклад на Република България по Единната конвенция е актуализирана информацията, представена в предишните доклади и са отбелязани значителните промени в политиките и практиките в областта на РАО и ОГ.

Законът за безопасно използване на ядрената енергия (ЗБИЯЕ) и нормативните актове по неговото прилагане регулират обществените отношения, свързани с безопасността при управление на отработено гориво и при управление на радиоактивни отпадъци. През изминалия период след представянето на предишния доклад продължи работата по актуализиране на вторичното законодателство. Бяха извършени промени в *Наредба за основните норми за радиационна защита*, *Наредба за безопасност при управление на радиоактивните отпадъци*, *Наредба за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия*, *Наредба за аварийно планиране и аварийна готовност при ядрена и радиационна авария*, *Наредба за радиационна защита при дейности с материали с повишено съдържание на естествени радионуклиди*.

През 2011 г. беше приета от Министерския съвет “Стратегия за управление на ОГ и РАО до 2030 г.”.

Завършено е строителството на хранилище за сухо съхранение на отработено ядрено гориво (ХССОЯГ), а към момента на подготовката на настоящия доклад практически е изпълнена програма за въвеждане в експлоатация.

В разглеждания период басейните за ОГ на блокове 3 и 4 на АЕЦ „Козлодуй“ бяха окончателно освободени от ядрено гориво, което е съществена стъпка в процеса на преход към извеждане от експлоатация. През 2013 год. тези блокове са обявени с решение на Министерски съвет на Република България за съоръжения за управление на РАО с оператор Държавно предприятие РАО (ДП “РАО“).

Международното сътрудничество в областта на безопасността при управление на ОГ и РАО е от особена важност за Република България. Поддържат се тесни контакти с регулиращите органи на членовете на Европейския съюз (ЕС). Особено важни са програмите на МААЕ и на Европейската комисия в областта на ОГ и РАО, в чието изпълнение страната ни и за напред ще продължи да взема активно участие.

Представяният доклад е разработен в съответствие с “Guidelines Regarding The Form And Structure Of National Reports, INFCIRC/604/Rev.2, 7 September 2012”. В раздел В са описани политиките и практиките на Република България по управление на ОГ и РАО, съгласно изискванията на чл. 32, ал. 1 на Конвенцията. Раздел С представя позицията на Република България за приложението в пълен обхват на Конвенцията. 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 представя дейностите за повишаване на безопасността, които се изпълняват понастоящем, както и 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, т.1

“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.”*

### Национална политика

Политиката на Република България в областта на управлението на ОГ и РАО е определена в националното законодателство (основно в ЗБИЯЕ, ЗООС, ЗЗ и наредбите по тяхното прилагане) и се свежда главно до следното:

- управлението на ОГ и РАО подлежи на държавно регулиране и се извършва от юридически лица само след получаване на разрешение и/или лицензия от Председателя на Агенцията за ядрено регулиране;
- управлението на ОГ се осъществява само от лица, получили лицензия за експлоатация на ЯС;
- постановяване на отговорност на лицата, генериращи РАО, за тяхното безопасно управление до предаването им на държавата в лицето на Държавно предприятие “Радиоактивни отпадъци” (ДП „РАО“);
- учредяване на държавен монопол върху дейностите по управление на радиоактивните отпадъци - управлението на РАО извън площадките, където те са генерирани, е възложено на ДП „РАО“;
- генераторите на РАО поемат разходите за тяхното управление, вкл. и погребване, на принципа “замърсителят плаща”;
- управлението на РАО, чийто собственик е неизвестен, е отговорност на държавата;
- забрана за внос на РАО в страната, освен в определените в ЗБИЯЕ случаи (при обратен внос на използвани закрити източници на йонизиращи лъчения (ИЙЛ), произведени в Република България и когато радиоактивните отпадъци са получени от преработка на материали, извършена като услуга в полза на Република България или на българско юридическо лице);
- прилагане на принципа за връщане на определени категории радиоактивни източници на производителя след прекратяване на използването им.
- 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 вноса във фонд РАО;

- своевременно обработване на РАО до привеждането им във форма, осигуряваща безопасното им съхраняване и погребване и погребването им във възможно най-кратък срок след тяхното генериране.

Политиката на Република България в областта на управлението на радиоактивните отпадъци (РАО) и отработеното гориво (ОГ) се базира на моралния принцип за избягване на прехвърлянето на отговорностите върху бъдещите поколения. Принципите на управление на РАО и ОГ са декларирани в националната *Стратегия за управление на отработено ядрено гориво и радиоактивни отпадъци* от 2004 г., потвърдени и доразвити впоследствие в приетата от Министерския съвет на Република България през 2011 г. *“Стратегия за управление на отработеното ядрено гориво и на радиоактивните отпадъци”*. Националната стратегия е разработена в изпълнение на изискванията на *Наредба за безопасност при управление на РАО*.

В *Стратегията* са определени специфичните политики и главните насоки в дългосрочен план до 2030 г. при управлението на:

### **Отработено гориво и високо активни отпадъци**

- Отработеното гориво, генерирано на територията на страната е материал, съдържащ полезни компоненти. Този материал следва да се преработва в страната на произход на горивото или в трети страни по международно приемлив и взаимно изгоден от икономическа, технологична и екологична гледна точка начин;
- Отработеното гориво, за което преработката е доказано икономически нецелесъобразна, се определя за радиоактивен отпадък по реда на ЗБИЯЕ и може да бъде управлявано по концепцията „отложено решение за последващо използване” при условие да бъде съхранявано с възможност за извличането му;
- При дълговременното съхранение във варианта „отложено решение” отработеното гориво трябва да се съхранява с използване на технологията “сухо съхранение”;
- Геоложкото погребване в Република България се приема за най-подходящият вариант за трайно гарантирана безопасност при изолирането на високоактивни и дългоживеещи радиоактивни отпадъци;
- Целесъобразно е участието на страната в проекти на регионални и международни инициативи за дълбоко геоложко погребване, като търсенето на международни решения не трябва да застрашава текущата национална програма.

### **Радиоактивни отпадъци**

- Минимизиране генерирането на радиоактивни отпадъци, повторна употреба и рециклиране на отпадъците, освобождаване от регулиране;
- Използване на апробирани технологии за обработване на РАО;
- Осигуряване на изпреварващо погребване на отпадъците в дългосрочен план в сравнение с тяхното генериране;
- Управлението на излезли от употреба закрити радиоактивни източници;
- Кондициониранието краткоживеещи ниско и средноактивни РАО, вкл. отпадъците от извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения и отпадъците от другите сектори на националното стопанство, ще се погребват в едно национално хранилище приповърхностен тип. Изграждането на хранилище за погребване на ниско- и средно активни РАО има най-висок приоритет през следващите 5 години.



## Практики по управление на ОГ

### *Управление на ОГ в АЕЦ „Козлодуй“*

По проект ОГ 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“ да бъде изградено самостоятелно мокро хранилище за отработено ядрено гориво (ХОГ), което е въведено в експлоатация през 1989 г.

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

За връщането на ОГ от блокове № 1÷6 на АЕЦ „Козлодуй“ (доставено като свежо ядрено гориво (СЯГ) до 2002 г.) са сключени дългосрочни рамкови договори с руската фирма ОАО „Техснабекспорт“ през 1998 г. за ОГ от ВВЕР-440 и през 2000 г. за ОГ от ВВЕР-1000, по които в момента регулярно се извозва ОГ в Русия. С разпореждане на Правителството на Руската Федерация дейностите по приемане на ОГ за преработка в Русия в края на 2008 г. са прехвърлени, съответно и договорите, от ОАО „Техснабекспорт“ към ФГУП „Федерален център по ядрена и радиационна безопасност“. За връщането на ОГ (доставено като СЯГ след 2002 г.) са сключени договори с руската фирма ОАО „ТВЭЛ“. По двата дългосрочни договора (за преработване на ОГ от ВВЕР-440 и от ВВЕР-1000) от 2011 г. до 31.12.2013 г. са извозени към Русия за преработка 1920 касети ОГ от реактори ВВЕР-440 или около 220 тона тежък метал, като общото количество извозено ОГ от 1998 г. до 2013 г. е 3808 касети ОГ от реактори ВВЕР-440 и 959 касети ОГ от реактори ВВЕР-1000 или общо около 864 тона тежък метал.

ОГ се превозва за преработка в Русия с баржа "Наутилус". Баржата е екипирана за превоз на 8 контейнера с ОГ от ВВЕР-440 (240 касети) или от ВВЕР-1000 (96 касети).

През м. юли 2012 г. БОК-3 и БОК-4 бяха освободени напълно от ОГ. В тази връзка през м. ноември 2012 г. Министерският съвет обяви блокове 3 и 4 на АЕЦ „Козлодуй“ за съоръжения за управление на радиоактивни отпадъци и ги предостави за управление на Държавно предприятие „Радиоактивни отпадъци“ чрез СП „ИЕ – Козлодуй“. През м. февруари 2013 г. ДП РАО получи лицензии за експлоатация на блокове 3 и 4 на АЕЦ „Козлодуй“ като съоръжения за управление на радиоактивни отпадъци, които подлежат на извеждане от експлоатация. Във връзка с издаването на новите лицензии на ДП „РАО“ бяха прекратени лицензиите на „АЕЦ Козлодуй“ ЕАД за експлоатация на 3-ти и 4-ти блок в експлоатационен режим. Така към настоящия момент блокове 1-4 притежават лицензии за експлоатация като съоръжения за управление на РАО. В тази връзка басейните за отлежаване на горивото на блокове 1-4 са извадени от списъка на съоръженията за управление на ОГ, предмет на този доклад.

ОГ от 5-6 блок се съхранява в БОК 5 и 6 до неговото извозване за Русия или ХОГ. Басейните са разположени в херметичната обвивка на съответния блок. Състоят се от 4 части, физически разделени с преградни стени. Три отсека са предназначени непосредствено за съхранение на отработени касети, а четвъртият отсек - за провеждане на транспортни операции със свежо и отработено гориво. Във вътрешното пространство на отсеците за съхранение на ОГ са разположени стелажите и херметичните пенали за поставяне и отлежаване на касетите.

В АЕЦ „Козлодуй“ има изградени две хранилища за съхранение на ОГ от реактори ВВЕР-440 и ВВЕР-1000. В хранилището за отработено гориво (ХОГ), „мокър“ тип, ОГ се съхранява в 4 басейна под вода в транспортни кошници. През 2006 г. хранилището е оборудвано с презареждаща машина за ОГ от ВВЕР-1000 и ВВЕР-440.

Съгласно националната стратегия за управление на ОГ и РАО и Актуализираната стратегия за извеждане от експлоатация на блокове 1-4 в АЕЦ „Козлодуй“, беше изградено хранилище за сухо съхранение на отработено гориво (СХОГ) от ВВЕР-440. През 2012 г. започна въвеждането в експлоатация на хранилището с проектен период на експлоатация от 50 години и капацитет от 72 контейнера или 6048 касети от реактори ВВЕР-440. Технологиата за съхранение е контейнерна система с използване на контейнери с въздушно охлаждане чрез естествената конвекция тип CONSTOR 440/84, с капацитет 84 касети. Контейнерите се зареждат с отработено ядрено гориво и се подготвят за съхранение в съществуващия ХОГ “мокър” тип. Капацитетът за обработка с цел подготовка на касети с ОГ в състояние за съхранение е 420 касети годишно, което е еквивалентно на 5 контейнера CONSTOR 440/84. До края на 2013 г. в хранилището са заредени 252 касети в 3 контейнера.

#### *Управление на ОГ в дългосрочен план*

За да се спазва изискването за осигуряване на достатъчен брой свободни места в БОК - 5 и 6 за целите на аварийно извеждане на активната зона (АЗ), е необходимо при сегашните горивни цикли, в които всяка година се зареждат по 42/48 свежи ТВСА, ежегодно от БОК 5 или 6 да се реализира по едно извозване (96 ТВСА).

До въвеждането в експлоатация на СХОГ ОГ от блокове 5 и 6 се извозваше основно към Русия и в по-малка степен към ХОГ, който се използваше като междинно хранилище. В момента в ХОГ се съхраняват 96 касети ОГ от ВВЕР-1000.

След въвеждане в експлоатация на СХОГ се предвижда ОГ от ВВЕР-440 да бъде премествано в сухото хранилище или изпращано за преработка, като освободения капацитет на ХОГ ще бъде използван основно за временно съхранение на ОГ от ВВЕР-1000.

Принципите на управление на ВАО и ОГ са определени в Стратегия за управление на отработено ядрено гориво и радиоактивни отпадъци от 2004 г. преразгледана и приета от Министерския съвет на 05.01.2011 г.

През 2013 г. МИЕ започна актуализация на Националната стратегия. Процесът на актуализацията продължава в настоящия момент.

[Подробна информация относно основните технически характеристики и осигуряването на безопасността на БОК 5-6, ХОГ и СХОГ е представена в Приложение L-1.](#)

#### Практики по управление на РАО

Управлението на РАО се разглежда като:

- a. Част от практиката за използване на ЯГ за производство на електроенергия. ОГ не се разглежда като РАО.
- b. Част от практиката за използване на радиоактивни източници в медицината, индустрията, селското стопанство и изследванията. Тази практика включва експлоатация на централизирано съоръжение за съхраняване и обработване на институционални РАО.

Операторите на ядрени съоръжения и лицензиантите за дейности с други ИЙЛ обработват (в различна степен) и съхраняват в обектите междинно, до предаването им на ДП “РАО“, всички генерирани РАО.

ДП “РАО“, като оператор на ЯС за управление на РАО, извършва обработване и съхраняване, а след изграждането на Националното хранилище ще извършва и дейностите по погребване на кондиционирани РАО. До въвеждането в експлоатация на националното хранилище за погребване, РАО се съхраняват в междинни хранилища.

#### *Управление на РАО от АЕЦ „Козлодуй“*

Генерираните в АЕЦ „Козлодуй“ РАО са от категория 2 – ниско и средно активни съгласно класификацията на *Наредбата за безопасност при управление на РАО*.

Твърдите РАО в Контролираната зона(КЗ) се събират разделно на пунктове за събиране на условно “чисти” отпадъци и пунктове за събиране на РАО и се сортират по радиометрични характеристики и по вид на материала – основно на пресуеми и непресуеми.

Течните РАО (радиоактивен концентрат и отработили органични сорбенти) се съхранява в отделни резервоари в спомагателните корпуси на ядрените блокове на АЕЦ „Козлодуй“.

От 2001 г. на площадката на АЕЦ „Козлодуй“ функционира отделно съоръжение за управление на РАО. Оператор на съоръжението за обработване и съхраняване на ниско- и средно активни твърди и течни РАО е ДП „РАО“ чрез СП „РАО – Козлодуй“.

Пресуемите твърди РАО се пресоват в 200-литрови варели на 2 етапа – предварително пресоване на РАО във варелите с усилие 50 тона и пресоване на самите варели с усилие 910 тона.

Обработването на течните РАО включва концентриране чрез изпаряване и кондициониране по метода на циментиране.

За опаковането на РАО се използва стоманобетонен контейнер с полезен обем 5 м<sup>3</sup>. Опаковането на преработените пресуеми твърди РАО и на непресуемите твърди РАО се извършва в зависимост от радионуклидния им състав диференцирано:

- съвместно кондициониране с течните РАО посредством включване на преработените твърди РАО в циментно-радиоактивна матрица;
- включване на преработените твърди РАО в циментна нерадиоактивна матрица;
- опаковане на преработените твърди РАО без имобилизирането им в матрица.

Кондиционираните РАО се съхраняват в склад с капацитет 1920 опаковки РАО.

[Информация за основното предназначение и съществени характеристики на обектите за управление на РАО е представена в Приложение L-3.](#)

Основните характеристики на съхраняваните РАО са представени в Приложение L-4.

#### *Управление на РАО от ядрени приложения*

В около 2000 различни обекти на националната промишленост, медицината, селското стопанство и институти за научни изследвания се използват източници на йонизиращи лъчения (ИЙЛ). Излезлите от употреба източници се предават в СП „ПХРАО – Нови хан“ без предварително преработване. В СП „ПХРАО - Нови хан“ постъпващите РАО се обработват в инсталации за циментиране, за абразивна деконтаминация, за намаляване на обема на твърдите РАО чрез пресоване. Поради големия брой на приетите за съхранение пожароизвестителни датчици - над 100 000 (основно с Pu и Am източници), са разработени технологични решения за намаляване на обема им чрез извличане на източника и последващото му разполагане в пожаробезопасна опаковка. В хранилището се съхраняват както обработени, така и необработени РАО.

Съхраняваните течни радиоактивно замърсени среди на площадката на изследователския реактор ИРТ-2000 (от радиохимичните лаборатории и спец канализацията, както и вода от басейна за отлежаване на ядреното гориво) се транспортират своевременно за преработване в АЕЦ „Козлодуй“. Твърдите експлоатационни РАО, вкл. отработените ИЙЛ, използвани в различните лаборатории на ИЯИЯЕ, се съхраняват в приреакторните хранилищата на ИРТ-2000

до предаването им на СП „ПХРАО – Нови хан“ за последващо обработване и/или съхраняване. РАО, генерирани при частичния демонтаж на оборудването на ИРТ-2000, са преработени и се съхраняват опаковани в стоманобетонни контейнери тип СтБК на площадката на ЯС.

Информация за генерирането и обработването на РАО е представена в доклада по чл. 11, а за радиоактивните изхвърляния от ядрените съоръжения – в доклада по чл. 24.

#### *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. Генерираните отпадъчни материали с повишено съдържание на естествени радионуклиди, депонирани в хвостохранилища и табани. 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.

#### Критерии за определяне и категоризиране на РАО

В предходните Национални доклади е представена класификацията на РАО съгласно Наредбата за безопасност при управление на РАО. Подчертано е, че системата на класификация е ориентирана към погребването на РАО.

Категоризацията на РАО е дадена в Приложение L-7.

### **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

*“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:*

*a) 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 (към 31.12.2013 г):

#### ***Съоръжения на АЕЦ „Козлодуй“***

##### **Приреакторно 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): 392 бр./ 156 659 kg

##### **Приреакторно 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): 384 бр./ 153 997 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): 3336 бр./ 456 732 kg

##### **Самостоятелно хранилище за сухо съхраняване на отработено гориво (ХССОЯГ)**

*(в процес на въвеждане в експлоатация)*

Местоположение: на площадката на АЕЦ „Козлодуй“ в близост до съществуващата сграда на ХОГ

Предназначение: дълговременно съхранение на ОГ от ВВЕР-440

Метод на съхранение: сух в стоманобетонни контейнери тип CONSTOR 440/84

Капацитет (контейнери): 72

Съхранявано ОГ (брой касети/kg тежък метал): 252 бр./ 29 131 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 съхранявани в тях РАО към 31.12.2013 г:

#### ***Съоръжения на АЕЦ „Козлодуй“***

##### **Спецкорпус-3 (СК-3)**

Местоположение: отделна сграда на площадката на АЕЦ „Козлодуй“ в близост до 5 и 6 блок

Предназначение: преработване на течни РАО и съхраняване на твърди и течни РАО от 5 и 6 блок

Методи на преработване: концентриране чрез изпаряване, филтриране

Капацитет на хранилищата / обем на съхраняваните твърди РАО, m<sup>3</sup>: 2486 +213 / 615

Капацитет на хранилищата / обем на съхраняваните течни РАО, m<sup>3</sup>:

Течен радиоактивен концентрат: 3600 / 1675

Отработени йонообменни смоли: 200 / 135

#### ***Съоръжения на ДП „РАО“ – СП „РАО – Козлодуй“***

##### **Спецкорпус-1 (СК-1)**

Местоположение: отделна сграда на площадката на АЕЦ „Козлодуй“ в близост до 1 и 2 блок

Предназначение: преработване на течни РАО и съхраняване на твърди и течни РАО от 1 и 2 блок

Методи на преработване: концентриране чрез изпаряване, филтриране

Капацитет на хранилищата / обем на съхраняваните твърди РАО, m<sup>3</sup>: 1010 / 300

Капацитет на хранилищата / обем на съхраняваните течни РАО, m<sup>3</sup>:

Течен радиоактивен концентрат: 2350 / 2000

Отработени йонообменни смоли: 1076 / 368

##### **Спецкорпус-2 (СК-2)**

Местоположение: отделна сграда на площадката на АЕЦ „Козлодуй“ в близост до 3 и 4 блок

Предназначение: преработване на течни РАО и съхраняване на твърди и течни РАО от 3 и 4 блок

Методи на преработване: концентриране чрез изпаряване, филтриране

Капацитет на хранилищата / обем на съхраняваните твърди РАО, m<sup>3</sup>: 1010 / 320

Капацитет на хранилищата / обем на съхраняваните течни РАО, m<sup>3</sup>:

Течен радиоактивен концентрат: 2350 / 1690

Отработени йонообменни смоли: 1076 / 240

#### **Приреакторно хранилище за РАО на 1 и 2 блок**

Местоположение: в централна зала на 1 и 2 блок

Предназначение: съхраняване на експлоатационни твърди РАО категория 2, допълнителна категория 2-III

Метод на съхранение: в непреработен вид

Капацитет на хранилището / обем на съхраняваните твърди РАО, m<sup>3</sup>: 81.6 / 52

#### **Приреакторно хранилище за РАО на 3 и 4 блок**

Местоположение: в централна зала на 3 и 4 блок

Предназначение: съхраняване на експлоатационни твърди РАО категория 2, допълнителна категория 2-III

Метод на съхранение: в непреработен вид;

Капацитет на хранилището / обем на съхраняваните твърди РАО, m<sup>3</sup>: 81.6 / 32

#### **Цех за преработване на РАО (ЦПРАО)**

Местоположение: на площадката на АЕЦ „Козлодуй“, в непосредствена близост до СК-3

Предназначение: преработване и кондициониране на твърди и течни РАО категория 2

Методи на преработване: пресоване на твърди РАО, концентриране чрез изпаряване на течни РАО, химична и електрохимична дезактивация на метални РАО

Методи на кондициониране: циментиране, опаковане в стоманобетонен контейнер

Капацитет на обработване на РАО, m<sup>3</sup>/год.: течни - 450, твърди - 1500

#### **Склад за съхраняване на кондиционирани РАО (ССКРАО)**

Местоположение: на площадката на АЕЦ „Козлодуй“, непосредствено до ЦПРАО

Предназначение: съхраняване на кондиционираните в ЦПРАО РАО категория 2

Капацитет на съхраняване/обем на съхраняваните РАО, брой опаковки РАО: 1920 / 1368

#### **Траншейно хранилище**

Местоположение: обект “Варово стопанство”, на площадката на АЕЦ „Козлодуй“

Предназначение: съхраняване на преработени и непреработени твърди РАО категория 2

Капацитет / обем на съхраняваните РАО, m<sup>3</sup>: 3860 / 2335

#### **Склад за съхраняване на преработени твърди РАО**

Местоположение: обект “Варово стопанство”, на площадката на АЕЦ „Козлодуй“

Предназначение: съхраняване на преработени твърди РАО категория 2

Капацитет / обем на съхраняваните РАО, m<sup>3</sup>: 1130 / 327

#### **Площадки (№1 и №2) за съхраняване на твърди РАО в СтБК**

Местоположение: обект “Варово стопанство”, на площадката на АЕЦ „Козлодуй“

Предназначение: за буферно съхраняване на обработени твърди РАО категория 2-I и 2-II, опаковани в стоманобетонни контейнери

Капацитет / обем на съхраняваните РАО, брой опаковки: 2000 / 279

#### **Площадка за съхраняване на твърди РАО в голямотонажни контейнери**

Местоположение: обект “Варово стопанство”, на площадката на АЕЦ „Козлодуй“

Предназначение: съхраняване на необработени и обработени нискоактивни твърди РАО 2-I категория в стандартни ISO-контейнери

Капацитет / обем на съхраняваните РАО, m<sup>3</sup>: 420 / 180

#### **Хранилище за замърсени земни маси**

Местоположение: обект “Варово стопанство”, на площадката на АЕЦ „Козлодуй“

Предназначение: съхраняване на строителни и други насипни технологични отпадъци с много ниско ниво на радиоактивно замърсяване

Капацитет / обем на съхраняваните РАО, m<sup>3</sup>: около 8000 / 0

#### **Съоръжения на ДП „РАО“ – СП „ПХРАО - Нови хан“**

#### **Хранилище за твърди РАО**

Предназначение: съхраняване на некондиционирани твърди ниско- и средноактивни кратко живеещи отпадъци, категория 2а

Капацитет / обем на съхраняваните РАО, m<sup>3</sup>: 237 / 80

#### **Хранилище за биологични РАО**

Предназначение: съхраняване на кондиционирани чрез стабилизиране в гипсова матрица на предварително обработени с формалдехид ниско- и средноактивни краткоживеещи биологични отпадъци, категория 2а.

Капацитет / обем на съхраняваните РАО, m<sup>3</sup>: 80 / 64

#### **Хранилище за закрити източници**

Предназначение: съхраняване на некондиционирани закрити източници, категория 2а и 2б.

Капацитет / обем на съхраняваните РАО, m<sup>3</sup>: 1 / 0.65

#### **Инженерна траншея за твърди РАО**

Предназначение: съхраняване на некондиционирани твърди ниско- и средноактивни кратко живеещи отпадъци, категория 2а

Капацитет / обем на съхраняваните РАО, m<sup>3</sup>: 200 / 160

#### **Хранилище за течни РАО**

Предназначение: съхраняване на преходни отпадъци, категория 1, и на нискоактивни краткоживеещи течни радиоактивни отпадъци, категория 2а

Капацитет / обем на съхраняваните РАО, m<sup>3</sup>: 48 / 25

#### **Площадка № 1 и 1А за съхраняване на твърди РАО**

Предназначение: съхраняване на твърди РАО, категория 2а и 2б, в стандартни ISO-контейнери.

Капацитет / обем на съхраняваните РАО, m<sup>3</sup>: 476 / 215

#### **Площадка № 2 за съхраняване на твърди РАО**

Предназначение: съхраняване на ниско- и средноактивни РАО категория 2а и 2б в стоманобетонни контейнери тип ПЕК, СтБК, СтБГОУ.

Капацитет: 7 броя бетонни приемници тип ПЕК, 171 броя стоманобетонни приемници тип СтБК, 60 броя стоманобетонни приемници тип СтБК и 18 броя СтБГОУ.

#### **Площадка № 4 за съхраняване на твърди РАО**

Предназначение: временно съхраняване на твърди РАО категория 1, 2а и 2б, запълнени в 200 l метални варели

Капацитет / обем на съхраняваните РАО, m<sup>3</sup>: 80/ 76

#### **Приемно-подготвителен лабораторен комплекс**

Местоположение: на площадката на СП „ПХРАО-Нови хан“

Предназначение: характеризирание и обработване на твърди РАО категория 1, 2а и 2б и течни радиоактивни среди;

Методи на преработване: фрагментиране, пресоване на твърди РАО, концентриране чрез изпаряване на течни РАО, абразивна дезактивация на метални РАО;

Методи на кондициониране: циментиране на твърди и течни РАО, опаковане и преопаковане на твърди РАО.

#### **Съоръжения на ИЯИЯЕ – ИРТ-2000**

#### **Хранилище за реакторно оборудване**

Местоположение: отделна сграда на площадката на ИРТ-2000;

Предназначение: съхраняване на експлоатационните нискоактивни твърди РАО, категория 2



Капацитет / обем на съхраняваните РАО, брой опаковки: за целия срок на експлоатация на ИРТ-2000) / 6 бр. 200-л варели, демонтирано оборудване

### **Площадка за съхраняване на твърди РАО в СтБК**

Местоположение: на площадката на ИРТ-2000

Предназначение: съхраняване на преработени твърди РАО от частичния демонтаж, категория 2, опаковани в СтБК

Капацитет / обем на съхраняваните РАО, брой опаковки: 14 / 6

### **Съоръжения от закрития уранодобив**

#### **Хвостохранилище Бухово-1**

Местоположение: 1 км 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, млн. m<sup>3</sup>: 1.3 / 1.3

#### **Хвостохранилище Бухово-2**

Местоположение: 1 км 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, млн. m<sup>3</sup>: 10 / 4,5 млн. тона

#### **Хвостохранилище Елешница**

Местоположение: 3,0 км югоизточно от с. Елешница

Предназначение: съхраняване на генерирания хвост от дейността на хидрометалургичния завод “Звезда” – с Елешница

Капацитет / обем на съхраняваните РАО: 231 дка / 9 млн. тона

#### **Инсталация за пречистване на руднични води на участък “Чора”**

Местоположение: в близост до град Бухово

Предназначение: пречистване на замърсени с уран руднични води

Методи на преработване: йонен обмен

#### **Инсталация за пречистване на руднични води на участък “Бялата вода”**

Местоположение: 30 км западно от гр. Долна баня

Предназначение: пречистване на замърсени с уран руднични води

Методи на преработване: йонен обмен

#### **Инсталация за пречистване на руднични води на участък “Искра”**

Местоположение: 10 км северозападно от гр. Нови Искър

Предназначение: пречистване на замърсени с уран руднични води

Методи на преработване: йонен обмен

#### **Линия за регенерационна очистка на йонообменни смоли**

Местоположение: на територията на бившия уранопреработвателен завод “Звезда”, на 3.0 км южно от с. Елешница

Предназначение: регенерация на сорбентите, използвани в инсталациите за пречистване на замърсени с уран руднични води на участъци “Чора”, «Бялата вода» и “Искра”

По-подробна информация за съоръженията и отчет на съхраняваните и погребани РАО са дадени в приложения L-3 и L-4 на доклада.

### **Ядрени съоръжения в процес на извеждане от експлоатация**

В Република България няма ядрени съоръжения с лицензия за извеждане от експлоатация.

Първите четири блока на АЕЦ „Козлодуй“ са спрени окончателно от експлоатация. Намират се в преход от състояние на експлоатация към извеждане от експлоатация.

1-ви, 2-ри, 3-ти и 4-ти блок притежават лицензи за експлоатация като съоръжения за управление на РАО. Освободени са от ядрено гориво, обработват се РАО, генерирани в периода на експлоатация и се извършва необходимата подготовка за извеждане от експлоатация (разработване на необходимата документация и окомплектоване с необходимите за извеждането от експлоатация оборудване и измервателни средства).

Информация относно предстоящото извеждане от експлоатация е представена 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 закони, 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;*

*ii. система за издаване на разрешения за дейности по управление на отработеното гориво и радиоактивните отпадъци;*

*iii. система за забрана експлоатацията на съоръжения за управление на отработено гориво и радиоактивни отпадъци без разрешение;*

*iv. система за подходящ ведомствен контрол, инспекции от регулиращия орган, документиране и отчитане;*

*v. прилагането на действащите нормативни актове и условията на разрешенията;*

*vi. ясно разграничаване на отговорностите на физическите и юридическите лица, участващи в различните етапи на управление на отработеното гориво и радиоактивните отпадъци.*

*3. Когато решават дали да регулират радиоактивните материали като радиоактивни отпадъци, договарящите се страни отчитат целите на тази конвенция.”*

### **Кратък преглед на информацията представена в рамките на предишните национални доклади**

В предходните национални доклади е направен преглед на законодателната и регулираща основа в областта на използване на ядрената енергия за мирни цели в Република България. Представени са ЗБИЯЕ и Закон за здравето, както и наредбите за регулаторен контрол на АЯР и за прилагане на ЗБИЯЕ. Представени са изискванията за издаване на разрешения и лицензии, както и задълженията на Председателя на АЯР, свързани с издаването, изменението, подновяването и прекратяването на лицензиите и разрешенията. Представени са изискванията за държавен контрол при управлението на РАО и ОГ.

Описани са основните участници в процеса на управление на РАО и ОГ на национално ниво (Министерски съвет, АЯР, ДП РАО с неговите специализирани поделения и притежателите на разрешения и лицензии), като са представени отношенията между тях, произтичащи от закона.

Представени са промените в ЗБИЯЕ въведени през 2010 г. и дейностите по хармонизация на регулиращите изисквания в страните членки на WENRA.

### **Промени в законодателната и регулиращата основа**

АЯР поддържа програма за преглед на всички подзаконовни нормативни актове по прилагане на ЗБИЯЕ, включваща преглед и актуализация на съществуващи наредби, както и разработване на нови. Преглед на подзаконовите актове се извършва периодично, при промени в закона, при транспониране на международни документи в националното законодателство.

ЗБИЯЕ и наредбите по неговото прилагане предоставят на Председателя на АЯР отговорностите по прилагането на закона и осигуряването на тълкуване и насоки за изпълнението на нормативните изисквания.

В периода 2011-2014 г. са въведени в действие изменения и допълнения на Наредбата за основните норми за радиационна защита, Наредбата за безопасност при управление на РАО, Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия, Наредбата за аварийно планиране и аварийна готовност при ядрена и радиационна авария, Наредбата за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво, нова Наредба за радиационна защита при дейности с материали с повишено съдържание на естествени радионуклиди, Наредба за радиационна защита при дейности с източници на йонизиращи лъчения.

Новата Наредба за основните норми за радиационна защита съответства на новия ЗБИЯЕ от 2010 г., "GSR Part 3" на МААЕ (2012 г.) и определя:

- общите принципи, изисквания и мерки за радиационна защита;
- основните (първични) граници на дозите от външно и вътрешно облъчване;
- производните (вторични) граници при външно и вътрешно облъчване;
- граници за целите на радиационния контрол и планиране на защитата;
- критерии и нива за освобождаване материали от регулиране и изискванията за доказване съответствието на материалите с тези критерии.

Във връзка с изменението и допълнението на Закона за безопасно използване на ядрената енергия (ЗБИЯЕ) е направен преглед на действащите подзаконови нормативни актове по прилагането му. Новата Наредба за безопасност при управление на радиоактивните отпадъци е в съответствие с Директива 2011/70/Евратом на Съвета за създаване на рамка на Общността за отговорно и безопасно управление на отработено гориво и радиоактивни отпадъци (ОВ, L 199/48 от 02.08.2011 г.) и ЗБИЯЕ, съобразен с актуалните документи на Международната агенция за атомна енергия (МААЕ) и референтните нива на Асоциацията на западноевропейските регулаторни органи (WENRA) в областта на управлението на радиоактивните отпадъци и отработено ядрено гориво.

Най-важните промени в Наредбата за безопасност при управление на радиоактивните отпадъци са:

- Въвежда се класификация на РАО, в която е адаптиран стандартът на МААЕ GSG-1;
- Актуализирани са изискванията за дозовите ограничения за населението;
- В съответствие с препоръките на МААЕ е поставено изискване към геоложката формация, в която ще бъде поместено съоръжението за погребване на високоактивни РАО, така че да осигурява изолиране на РАО от биосферата за не по-малко от 100 000 г.;
- Регламентирани са изискванията към съдържанието на плана за затваряне на съоръжение за погребване на РАО;
- Регламентиран е редът за определяне на отговорностите за осъществяване на контрол след затваряне на съоръжения за погребване;
- Отражена е концепция за преход към интегрирана система за управление, съгласно стандартите за безопасност на МААЕ;

- Поставени са изисквания към лицензианта за извършване на периодичен преглед на безопасността;
- Въведени са изисквания за прилагане на степенуван подход.

В Наредбата за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво съществените промени са:

- Актуализирани са основните принципи и изисквания при управление на ОГ;
- Напълно е преработена глава седма “Система за управление”, като е въведена новата концепция на МААЕ за преход към интегрирана система за управление.

С Наредбата за безопасност при управление на радиоактивните отпадъци и измененията и допълненията в Наредба за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво са транспонирани Директива 2011/70/Евратом на Съвета за създаване на рамка на Общността за отговорно и безопасно управление на отработено гориво и радиоактивни отпадъци.

Съгласно Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия за издаване на разрешения и лицензии е необходимо заявителят да е доказал притежаването на организационна структура за поддържане на високо ниво на безопасност, както и да е осигурил съответствие на съоръженията и заявената дейност с изискванията, нормите и правилата за ядрена безопасност и радиационна защита, да е разработил система за поддържане на високо ниво на култура за безопасност и организация на работа, която позволява дозите на облъчване на персонала и населението да се поддържат на възможното най-ниско разумно постижимо ниво. Наредбата изисква представянето на предварителен, междинен или окончателен отчет за анализ на безопасността (ОАБ) в следните случаи:

- предварителен ОАБ - при одобряване на избраната площадка;
- междинен ОАБ - за одобряване на техническия проект на ядрено съоръжение;
- окончателен ОАБ - при издаването на лицензия за експлоатация или подновяването на съществуващата лицензия за експлоатация.

В случаите на искане на разрешение за извършване на промени, разпоредбите на същата наредба изискват също така и представяне на изменените части и раздели на отчета за анализ на безопасността на ЯС, имащи отношение към промяната, която ще се извършва.

*Наредбата за аварийно планиране и аварийна готовност при ядрена и радиационна авария определя:*

- условията и редът за разработване на аварийни планове; лицата, които прилагат аварийните планове и техните задължения; действията и мерките за ограничаване (локализиране) и ликвидиране на последиците от ядрена или радиационна авария; начините за информиране на населението; редът за поддържане и проверка на аварийната готовност;
- рискови категории на обектите, съоръженията и дейностите, както и класовете на аварията. За целта са следвани препоръките на МААЕ GS-R-2 “Подготовка и реагиране на ядрена или радиационна аварийна ситуация”;
- 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.

*Наредба за радиационна защита при дейности с материали с повишено съдържание на естествени радионуклиди* е издадена на основание 26, ал. 5 от ЗБИЯЕ. Наредбата определя изискванията и мерките за радиационна защита, контрол и ограничаване на облъчването при дейности с материали с повишено съдържание на естествени радионуклиди, които включват:

1. производство, обработване, складиране и превозване на материали с повишено съдържание на естествени радионуклиди;
2. депониране и рециклиране на остатъчни материали, посочени в приложение № 2;
3. ремонт и депониране на технологично оборудване, замърсено от наслагване и сорбция на естествени радионуклиди.

Материали и технологично оборудване, които подлежат на депониране, се третираат като радиоактивни отпадъци по смисъла на ЗБИЯЕ, ако се установи, че радиационният риск за работници и лица от населението е значителен.

Пълен списък на съществуващите нормативни актове, приложими към управлението на радиоактивните отпадъци и отработеното гориво е даден в Приложение L-5.

## **Член 20. Регулиращ орган**

*“1. Всяка договаряща се страна създава или назначава регулиращ орган, на който се възлага прилагането на законодателната и регулиращата основа, посочени в чл. 19, и на който се предоставят достатъчни пълномощия, компетенция и финансови и човешки ресурси, за да изпълни възложените му задължения.*

*2. Всяка договаряща се страна в съответствие със законодателната и регулиращата си основа приема съответните мерки, с цел да гарантира ефективна независимост на регулиращите функции от другите функции на организациите, които са включени в управлението на отработеното гориво и радиоактивните отпадъци и тяхното регулиране.”*

## **Кратък преглед на информацията представена в рамките на предишните национални доклади**

В предходните национални доклади е посочено, че по смисъла на ЗБИЯЕ държавното регулиране на безопасното използване на ядрената енергия и йонизиращите лъчения и на безопасното управление на радиоактивните отпадъци и отработеното гориво се осъществява от председателя на АЯР, който е независим специализиран орган на изпълнителната власт и има компетентност, определена със закон. Председателят на агенцията се определя с решение на Министерския съвет и се назначава от министър-председателя за срок 5 години и може да бъде назначаван за още един мандат. Отбелязано е, че със Закона за ратифициране на Единната конвенция председателят на АЯР е определен за регулиращ орган по смисъла на чл. 20 от конвенцията и за координатор по изготвяне на националните доклади за изпълнение на задълженията на Република България, произтичащи от тази конвенция.

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 икономиката и енергетиката, който провежда държавната политика в областта на управлението на РАО и ОГ.

### **Промени в законодателната и регулиращата основа**

С направените изменения в ЗБИЯЕ, осигуряването на регулиращия орган с достатъчно ресурси е изведено като основен принцип в чл. 3. от закона. Посочва се, че на компетентния орган, който осъществява държавното регулиране на безопасното използване на ядрената енергия и йонизиращите лъчения, се предоставят човешки и финансови ресурси, които са достатъчни за изпълнение на неговите правомощия в пълен обем.

### **Развитие на регулиращия орган в периода след представянето на третия национален доклад**

През последните 3 години не са правени промени във функциите на АЯР, като съответно не са настъпили промени и в организационната структура. Съгласно Устройствения правилник АЯР разполага със 114 нормативно определени щатни бройки. В края на 2013 г., по служебни и трудови правоотношения, са заети 103 щатни бройки, от които 79 по служебно правоотношение.

Структура на персонала по възраст:

Възраст/Длъжности	До 29 г.	30-44 г.	45-59 г.	60 г. и над 60 г.	Общо
Ръководни	-	2	11	6	19
Експертни	10	30	26	14	80
Технически		3	1		4
Общо за АЯР		35	38	20	103
Процентно	10 %	34 %	37 %	19%	100 %

Прилаганата в агенцията политика на предаване на знанията и уменията от по-опитните на по-младите служители осигурява приемственост в организацията и запазването на добре утвърдените професионални практики.

Всички експертни длъжности се заемат от служители с висше образование – образователно-квалификационна степен “магистър”, като част от тях имат научно образователна степен “доктор”. В общ план, 90% от всички служители са с висше образование, като всички останали служители - 10% са със средно образование. Служителите с висше образование са предимно от областта на техническите и природните науки. Запазва се съотношението на ръководните длъжности заети от жени и мъже, както и това на експертните (56:44 в полза на жените).

Професионалният подбор на кадрите в АЯР се извършва като се спазват изискванията на Закона за държавния служител, Кодекса на труда и Наредбата за провеждане на конкурсите за държавните служители. Изискванията към кандидатите са насочени не само към професионалната компетентност, но и към личностните качества на кандидатите, способността за работа в екип, желанието за развитие, комуникативните умения, лидерска и управленска компетентност – за ръководните длъжности и др.

Общото обучение на служителите от АЯР се осъществява под формата на курсове, семинари за обучение на служителите в различни направления на административната дейност. Обучението се извършва от Института по публична администрация и европейска интеграция съгласно годишен план. Новопостъпилите служители в държавната администрация преминават курс “Въведение в държавната служба” част от обучението за служебно развитие. В чуждо езиковото обучение са застъпени курсове за развитие на комуникативните умения, базирани на специализирана лексика и такива, даващи възможност за осъществяване на по-добра комуникация с европейските институции.

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.

Атестирането на служителите се извършва съгласно Наредбата за условията и реда за атестиране на служителите в държавната администрация.

### ***Финансиране на АЯР***

Приходите, които АЯР реализира, са приходи от такси по реда на ЗБИЯЕ и Тарифата за таксите, събирани от АЯР по ЗБИЯЕ.

Бюджетът на АЯР се договаря директно с Министерството на финансите на РБ. Със Закона за държавния бюджет на Република България за 2013 г. за АЯР са определени разходи в размер на 5 766 900 лв. За годината по бюджета на АЯР са постъпили приходи от държавни такси в размер на 7 552 402 лв. и приходи от лихви в размер на 69 168 лв.

АЯР има възможност за договаряне на техническа помощ от национални и международни експертни организации и средно около 1 милион лева се изразходва за техническа помощ.



## РАЗДЕЛ F. ДРУГИ ОБЩИ РАЗПОРЕДБИ ПО БЕЗОПАСНОСТ

### 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 предишните национални доклади**

Представени са 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.

Посочено е, че РАО и ОГ, чийто собственик не е известен, са държавна собственост (чл. 73 от ЗБИЯЕ) и че председателят на АЯР определя лицето, на което те се предоставят, и условията за това.

Представени са изискванията на подзаконовите нормативни актове, свързани с отговорността на притежателя на разрешение или лицензия.

В ЗБИЯЕ е транспонирана Директива 2009/71/Евратом на Съвета за установяване на общностна рамка за ядрената безопасност на ядрените инсталации и са въведени основните принципи на безопасност, установени с документа на МААЕ IAEA SF-1 “Safety Fundamentals”. Отговорността за осигуряване на ядрената безопасност и радиационната защита се носи в пълен обем от лицата, отговорни за съоръженията и дейностите, и не може да бъде прехвърляна на други лица.

### **Промени в законодателната основа, свързани с отговорността на притежателя на разрешение**

През 2013 год. е приета нова *Наредбата за безопасност при управление на радиоактивните отпадъци*. 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. Детайлизирани са изискванията към лицензианта. Необходимо е лицензиантът да притежава организационна структура за поддържане на високо ниво на безопасност, както и да е осигурил съответствие на съоръженията и заявената дейност с изискванията, нормите и правилата за ядрена безопасност и радиационна защита, да е разработил система за поддържане на високо ниво на култура за безопасност и организация на работа, която позволява дозите на облъчване на персонала и населението да се поддържат на възможното най-ниско разумно постижимо ниво.

## **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, сметен за необходим, след затваряне на съоръжение за погребване.”*

### **Кратък преглед на информацията, представена в рамките на предишните национални доклади**

Представени са 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.

Уточнени са документите, които заявителят трябва да представи заедно с искането за издаване на лицензия или разрешение и чрез които той удостоверява наличието на достатъчни финансови и човешки ресурси. 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.

Представени са изискванията на *Наредбата 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.*

### **Промени в законодателната основа, свързани с човешките и финансовите ресурси**

През изтеклия период няма извършени промени в законодателната основа, свързани с човешките и финансови ресурси.

#### **Финансиране на ИЕ и управлението на РАО.**

Финансирането на управлението на ОГ и РАО по време на експлоатацията на АЕЦ Козлодуй се извършва от оператора.

Финансирането на ИЕ и управлението на РАО след предаването им на ДП РАО се извършва от фонд ИЕ и фонд РАО. Фондовете са целеви и се управляват съобразно действащите законови разпоредби така, че да се гарантира:

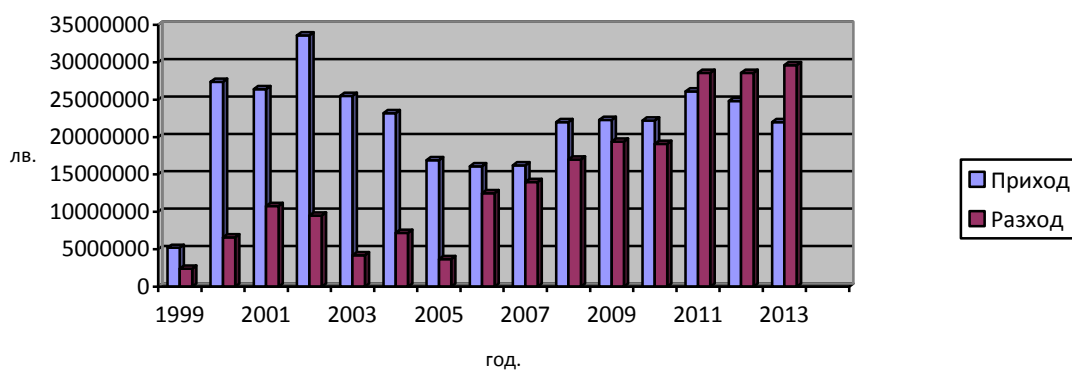
- достатъчно средства, които винаги ще бъдат на разположение, за да не се прехвърля непосилна тежест за бъдещите поколения;

- справедливо пропорционално разпределение на разходите по управление на РАО и ОГ между източниците им;
- ефективност на разходите за управление на единица РАО или ОГ;
- прозрачност при финансовото управление на средствата, която гарантира, че тези средства няма да бъдат отклонени неправомерно за други цели.

Според действащата нормативна уредба обемът на разходите на фонд РАО е в зависимост от сроковете на планираните мероприятия в действащата „Стратегия за безопасно управление на отработеното ядрено гориво и радиоактивните отпадъци” и текущите годишни програми за дейността на ДП РАО. Средствата, натрупани във фондовете, се изразходват за неограничен срок. В края на 2013 г. балансът с натрупване на фонд РАО е 135 млн. лева.

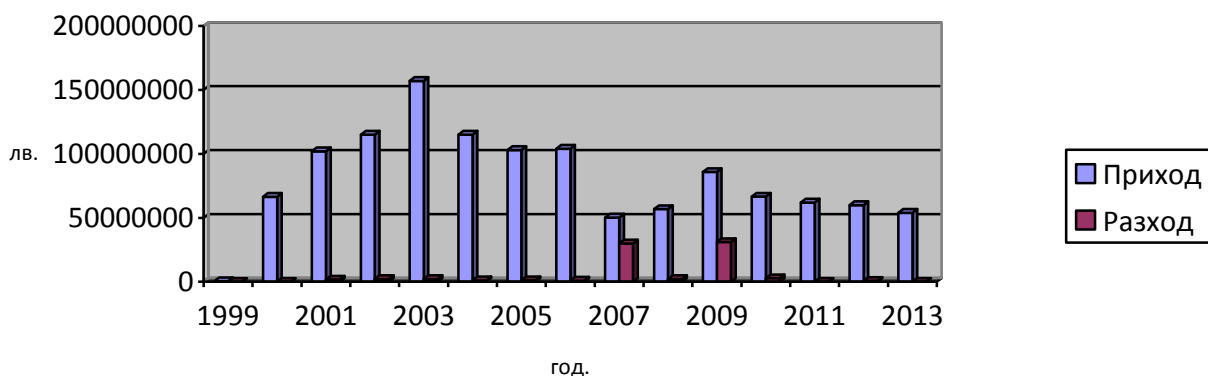
Понастоящем основните средства, акумулирани във фонд РАО, са от вноски на АЕЦ Козлодуй, като предприятие с най-висок процент на генерирани радиоактивни отпадъци. При запазване на обема на производство, размера на вноската и цената на електроенергията, в следващите пет години се очакват недисконтирани и без олихвяване приходи от 110 млн. лева във фонд РАО.

#### Фонд РАО



В края на 2013 г. във фонд ИЕ са акумулирани 1 273 626 152 лв.

#### Фонд ИЕ



При запазване на обема на производство, размера на вноската и цената на електроенергията, в следващите пет години се очакват във фонд ИЕ да се акумулират 275 млн. лв. недисконтирани приходи.

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**

*“Всяка договаряща се страна приема необходимите мерки, гарантира създаването и внедряването на съответните програми за осигуряване на качеството, отнасящи се до безопасността при управление на отработеното гориво и радиоактивните отпадъци.”*

#### **Кратък преглед на информацията, представена в рамките на предишните национални доклади**

В рамките на предишните национални доклади е представено изискването на ЗБИЯЕ лицата, които извършват дейности по управлението на радиоактивните отпадъци и отработеното гориво да поддържат високо ниво на качеството на дейностите, които извършват. Представени са и изискванията на действащите по това време наредби. Посочено е, че прилагането на програмата за осигуряване на качеството се контролира от АЯР по време на регулиращите инспекции. Представена е информация за изградените системи за управление на качеството в АЕЦ Козлодуй, ДП „РАО“.

Представени са системите за управление на качеството и са описани действията, предприети от лицензиантите за преминаване към интегрирана система за управление във връзка с изискванията на новия стандарт по безопасност на МААЕ GS-R-3 „Система за управление на съоръжения и дейности“.

#### **Промени в законодателната основа**

С новата Наредба за безопасност при управление на радиоактивните отпадъци в националното законодателство се прилагат изискванията на GS-R-3 по отношение на системата за управление на операторите на съоръжения за управление на РАО.

#### **Развитие в системите за управление на качеството на експлоатиращите организации.**

##### ***Осигуряване на качеството в АЕЦ „Козлодуй“***

От 2012 г. в АЕЦ „Козлодуй“ ЕАД е въведена система за управление (СУ), която интегрира всички аспекти на управление. СУ е изградена:

- в съответствие с GS-R-3:2006 “Система за управление на съоръжения и дейности” и други приложими стандарти и ръководства по безопасност на МААЕ;
- с отчитане на изискванията на БДС EN ISO 9001 “Системи за управление на качеството. Изисквания.”, БДС EN ISO 14001 “Системи за управление на околната среда” и BS OHSAS 18001 “Системи за управление на здравето и безопасността при работа”;
- прилагайки националните и международни нормативните документи, имащи отношение към дейността на АЕЦ “Козлодуй” ЕАД.

СУ на АЕЦ “Козлодуй” ЕАД е базирана на процесния подход, като протичащите дейности са структурирани в процеси (управленски, основни и спомагателни), определени на

основата на степенувания подход. За всеки процес от СУ на АЕЦ "Козлодуй" ЕАД са определени отговорни длъжностни лица с необходимите функции и пълномощия.

Това е условие за развитие и непрекъснато подобряване на културата на безопасност, при която безопасността е с най-висок приоритет и има най-голямо значение за дългосрочния успех на Дружеството.

Състоянието и способността на СУ за постигане целите на Дружеството се оценява при преглед от ръководството, който се провежда веднъж годишно. При този преглед се одобряват и мерките за развитие и подобрене на СУ.

Документацията на системата за управление обхваща:

- политиките, декларациите, стратегиите на АЕЦ "Козлодуй" ЕАД;
- описанието на Системата за управление (Наръчник на СУ);
- описание на организационната структура, управленските нива, функциите на структурните нива, отговорностите и правомощията на ръководителите и взаимоотношенията в Дружеството;
- описание на изпълнението, оценката и подобрието на дейностите и процесите;
- описание на процесите и взаимодействието между тях.

Безопасното управление на отработеното гориво (ОГ) и радиоактивните отпадъци (РАО) е поето като отговорност от ръководството на дружеството при изпълнение на декларираната му политика, а управлението на РАО е обявен приоритет при изпълнение на основната цел на АЕЦ "Козлодуй" ЕАД.

Един от принципите на управление на безопасността в АЕЦ „Козлодуй“ ЕАД, посочен в стратегия за приложение на политиката на безопасността, е строг контрол за отчетността на радиоактивните материали, което се постига с управление на всички дейности от момента на генерирането, обработването, складирането, превозването и временното им съхраняване на територията на площадката. Чрез Комплексна програма за управление на РАО са регулирани всички етапи на управлението на РАО преди предаването им, в съответствие с националните и вътрешни документи. Извършва се анализ и оценки за обема на генерираните РАО, както и на технологичните дейности водещи до тяхното минимизиране. Всички дейностите, свързани с управлението на РАО се извършват по утвърдени процедури.

Посочените по-горе отговорности, приоритети и цели са намерили развитие в наръчника на системата за управление на Дружеството, програмите за осигуряване на качеството на звената експлоатиращи ядрени съоръжения и други действащи ръководни документи като:

- Програма за поддържане и повишаване на безопасността в АЕЦ "Козлодуй" ЕАД през 2014, 2015 и 2016 г;
- Програма за осигуряване на качеството за безопасна експлоатация на ХОГ;
- Програма за осигуряване на качеството. Превоз на отработено ядрено гориво;
- Комплексна програма за управление на РАО от АЕЦ "Козлодуй" ЕАД.

#### ***Осигуряване на качеството в ДП „РАО“***

В Държавно предприятие "Радиоактивни отпадъци" действа система за управление, разработена в съответствие с изискванията на стандарт БДС EN ISO 9001:2008 "Системи за управление на качеството. Изисквания", на международната организация по стандартизация и

на стандарта по безопасност на МААЕ GS-R-3:2006 "Система за управление на съоръжения и дейности".

Съществуващата система се надгражда в интегрирана система за управление, основана на процесен подход, като към базовата линия на системата за управление поетапно се добавят изисквания за съответствие с БДС EN ISO 14001:2004 "Системи за управление на околната среда. Изисквания и указания за прилагане" и BS OHSAS 18001:2007 "Системи за управление на здравето и безопасността при работа."

Във всички специализирани поделения на ДП „РАО“ са разработени програми за осигуряване на качеството съответно при: експлоатация на съоръжение за управление на РАО; извеждане от експлоатация на ядрено съоръжение; експлоатация на ядрено съоръжение; работа с ИЙЛ.

Дейностите в предприятието са организирани в процеси и се изпълняват чрез прилагане процедури и инструкции, като се спазват изискванията на нормативните документи, международните стандарти и се отчитат приетите добри практики при управление на РАО и извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения.

Осигуряване на качеството при изпълнение на конкретен проект, етап от проект и др. се обезпечават чрез разработване и изпълнение на програми, планове, графици, като се отчитат изискванията на БДС EN ISO 10006:2003 за управление на проекти. Осигуряване на качеството на продукт, дейност и услуга се основават на извършване на мониторинг на показатели, анализ на данни, използване на механизми за контрол на данните и документите, тестване и измерване и др.

Системата за управление осигурява механизми за извършване на независими оценки, самооценки, проверки, одити, като се изпълняват етапите на планиране, изпълнение, проверка, действие.

#### **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. дозото натоварване на персонала и населението, предизвикано от съоръжението, се поддържа на такова ниско ниво, каквото е разумно постижимо, 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 дозото натоварване на такова ниско ниво, каквото е разумно постижимо, 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.*

*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 последици от това.”*

### **Кратък преглед на информацията, представена в предишните доклади**

В досегашните национални доклади е представена законовата и нормативна уредба в областта на радиационната защита в Република България, в която са приложени международно признатите принципи на обосноваване на практиките, оптимизация на радиационното облъчване и установяване на граници на дозите на облъчване.

Общите изисквания към лицензиантите и титулярите на разрешения и основните принципи, норми и правила за осигуряване на радиационна защита, които трябва да се съблюдават при извършване на дейности в ядрени централи са определени в ЗБИЯЕ, Наредбата за основни норми за радиационна защита (Наредба за ОНРЗ), Наредбата за осигуряване на безопасността на ядрени съоръжения и Наредбата за радиационна защита при дейности с ИЙЛ. Всички цитирани наредби на АЯР са публикувани, включително и на английски език, на електронната страница на АЯР - <http://www.bnra.bg/>.

### **Промени в законодателната основа**

През 2012 год. са приети промени в Наредбата за ОНРЗ. Установени са граници на дозите на облъчване за персонала:

- ефективна доза 20 mSv за година;
- годишни еквивалентни дози при спазване границата на годишната ефективна доза: 20 mSv за очната леща; 500 mSv за кожата (тази граница се отнася за средната доза, получена от всяка повърхност с площ 1cm<sup>2</sup>, независимо от площта на облъчената повърхност); 500 mSv за ръцете до лактите, стъпалата и за глезените;
- въведени са специални изисквания за жени, подложени на професионално облъчване по време на бременност и кърмене, за учащи се на възраст от 16 до 18 години, както и за случаите на разрешено повишено облъчване.

Установени са граници на дозите на облъчване за населението:

- годишна ефективна доза 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<sup>2</sup>, независимо от площта на облъчената повърхност).

**Мерки за непревишаване на дозовите граници и оптимизиране на радиационната защита**

С цел прилагане на принципа на оптимизация на радиационната защита, Наредбата за ОНРЗ регламентира начина за определяне и обосноваване на дозови ограничения за облъчване на населението от различни източници.

Задължение на оператора на ЯС е да прилага практически подходи за поддържане на радиационното облъчване на персонала и населението АЛАРА, в изпълнение на Наредбата за ОНРЗ. Във връзка с изпълнението на тези нормативни изисквания, в издаваните лицензии за извършване на дейността регулиращият орган поставя детайлизирани условия за управлението на тази дейност – регламентиране, планиране, обучение, обратна връзка от експлоатационния

опит. С контрола за изпълненията на условията по лицензиите е създаден практически механизъм за контрол върху прилагането на тези нормативни изисквания.

Практика на операторите на ЯС е въвеждането на контролни, административни нива на индивидуалната доза за персонала, които са по-ниски от нормативните граници. Тези административни нива заедно с прогнозната колективна доза за ЯС са важни инструменти в процеса на оптимизиране на професионалното облъчване.

Изградените съвети АЛАРА и включването на ръководители на всички нива показват ангажираността на ръководството в процеса. Резултатът е ясно очертана тенденция на понижаване на дозовото натоварване на персонала до устойчиви ниски нива.

### **Мерки за предотвратяване на непланирано и неконтролирано освобождаване на радиоактивни материали**

В *Наредбата за ОНРЗ* и *Наредбата за радиационна защита при дейности с ИЙЛ* са регламентирани мерките, които лицензиантът е длъжен да предприема с оглед предотвратяване на непланирано и неконтролирано освобождаване на радиоактивни материали в околната среда.

За ядрените съоръжения е въведено изискване за зонирание на площадките и помещенията, където облъчването може да превиши 1 mSv годишно или еквивалентната доза да достигне 1/10 от дозовите граници за очната леща, кожата и крайниците предвид стойността на мощността на дозата, на повърхностното замърсяване или на замърсяването на въздуха. Детайлизирани са изискванията за организацията на потоците, скоростта, поддържането на подналягане и почистването на въздуха, редът за достъп и контролът за неразпространение на радиоактивно замърсяване на границите на зоните.

Нормативно установени са (по специфична активност за индивидуалните радионуклиди) нивата за освобождаване от регулиране на материали – безусловно освобождаване и освобождаване на метали за рециклиране.

Съгласно Чл. 10 от *Наредбата за ОНРЗ* е забранено преднамереното смесване и разреждане на радиоактивен материал с цел последващо освобождаване от контрол.

### **Мерки за ограничаване на изхвърлянията**

Допустимите нива на активност за течните и газови изхвърляния не са нормативно установени, а се одобряват от АЯР индивидуално за ядрените съоръжения и площадки. Нивата на разрешените изхвърляния в околната среда се определят въз основа на дозовите ограничения за населението и се съгласуват с министъра на здравеопазването.

Годишното облъчване в резултат от въздействието на течните и газообразните изхвърляния при нормална експлоатация на АЕЦ е лимитирано съгласно *Наредбата за осигуряване безопасността на ядрените централи* от всички ядрени съоръжения за цялата площадка до 150  $\mu\text{Sv/a}$  за нови ядрени съоръжения и до 250  $\mu\text{Sv/a}$  за действащи такива.

Технологичните регламенти на ЯС на АЕЦ Козлодуй, съдържащи пределите и условията за експлоатация, включват и нива за изхвърляния на радиоактивни вещества в околната среда при нормална експлоатация. С въведените нива на активност за течните и газови изхвърляния се гарантира облъчване на населението под 50  $\mu\text{Sv/a}$ .

С новата *Наредба за безопасност при управление на радиоактивните отпадъци* е въведено изискването индивидуалната ефективна доза за съответната критична група лица от населението в резултат от съоръжение за повърхностно погребване на РАО след неговото затваряне да не надвишава 0,1 mSv за една година и индивидуалната ефективна доза за съответната критична група лица от населението в резултат от съоръжение за геоложко погребване на РАО след неговото затваряне да не надвишава 0,3 mSv за една година.



Изградена е обхватна система за мониторинг на течните и газовите радиоактивни изхвърляния. Информация за системата е представена в предишните доклади по Конвенцията и в Доклада на Република България по чл. 35 от Договора за Евратом. Представени са както мрежите за радиационен мониторинг на околната среда на лицензиантите, така и информация за радиационния мониторинг, провеждан от централните държавни институции.

### **Коригиращи мерки в случай на непланирано и неконтролирано освобождаване на радиоактивни материали**

Системата за радиационен мониторинг на течните и газовите радиоактивни изхвърляния е изградена да функционира както при нормална експлоатация на ЯС за управление на ОГ и РАО, така и в случаите на отклонения от нормалната експлоатация и аварии. В такива случаи операторът е задължен да прилага съответните аварийни процедури и/или аварийни планове за ограничаване и ликвидирание на последиците от тях, както е представено в доклада по чл. 25.

### **Експлоатационен опит след представяне на четвъртия национален доклад**

В рамките на установения лицензионен режим за ЯС радиационната защита се оценява чрез анализ на дозите от външно и вътрешно облъчване на персонала и населението, получавани при експлоатацията на ядрени съоръжения и броя на лицата, получили дози над установените граници; радиоактивните замърсявания на околната среда; спазването на нормите и правилата за радиационната защита.

Детайлната информация за дозовото натоварване на населението и на персонала на АЕЦ „Козлодуй“ и ДП „РАО“ при експлоатацията на съоръженията за управление на РАО, представена с предишните доклади, е актуализирана с данните за периода 2011-2013 г.

### ***АЕЦ „Козлодуй“***

#### **Дозово натоварване за персонала**

Контролът на дозовото натоварване на персонала от външно и вътрешно облъчване се осъществява от Контролен център “Персонална дозиметрия”, акредитиран от Изпълнителна агенция “Българска служба за акредитация” като Орган за контрол от вида С.

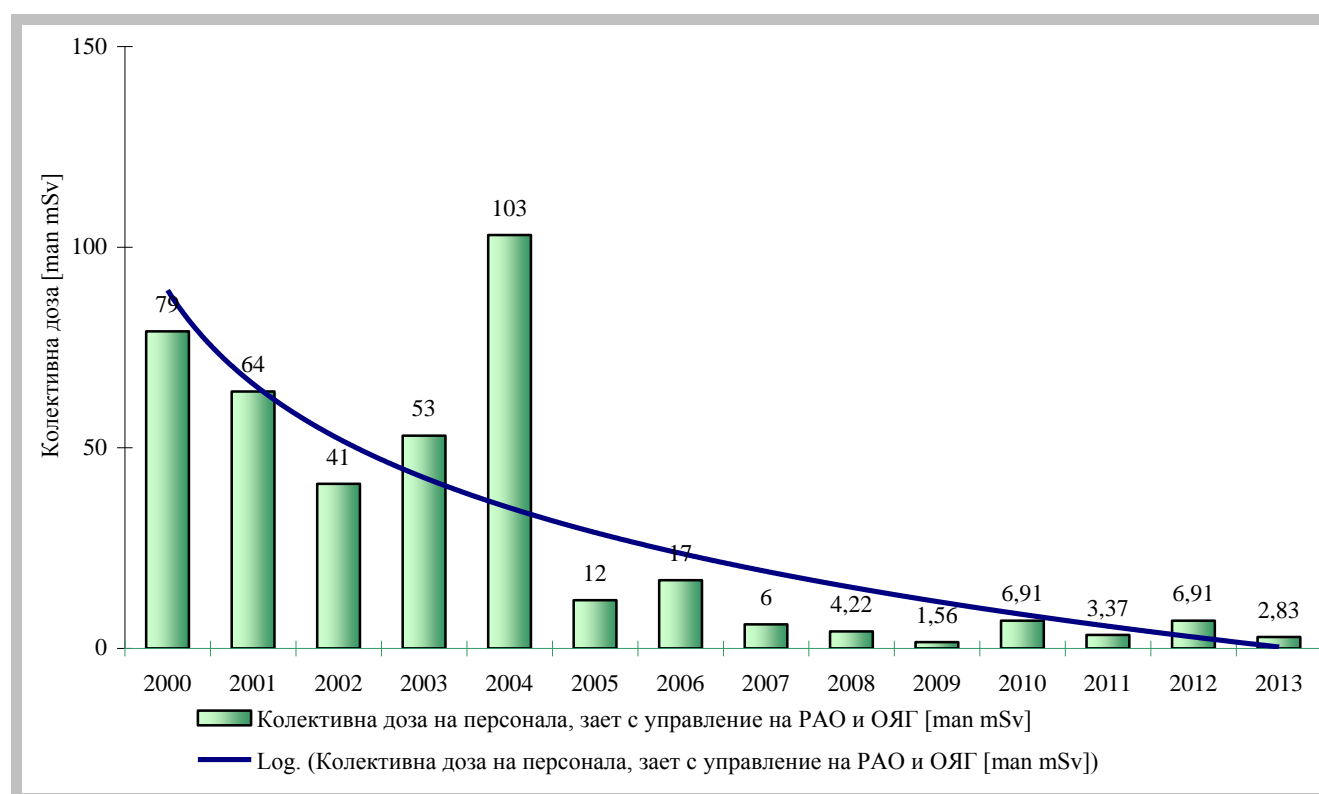
Основният метод на измерване на дозите от външно облъчване е термолуминесцентният, с праг на чувствителност 0.10 mSv. За целите на оперативния дозиметричен контрол се използват дозиметри с пряко отчитане с чувствителност 0.01 mSv.

При контрола на вътрешното облъчване се прилага методът “in vivo”, включващ гама-спектрометрично измерване на инкорпорираната активност и последваща оценка на постъплението и дозата с помощта на специализиран софтуер за прилагане на биокинетичните модели на МКРЗ. Нивото на минимално детектируема активност за цяло тяло е 200-300 Bq за различните нуклиди. Въведеното ниво на регистрация на дозата при отделното измерване е 1 mSv/y от вътрешно облъчване и 0,20 mSv от външно облъчване, съгласно *Наредба 32 за условията и реда за извършване на индивидуален дозиметричен контрол на лицата, работещи с източници на йонизиращи лъчения на МНЗ.*

За периода 2011÷2013 г. дозовото натоварване на персонала (собствен и командирован), зает с управлението на ОГ и с манипулирането на РАО в контролираните зони на АЕЦ „Козлодуй“ е както следва:

Година	2011		2012		2013	
	ОГ	РАО	ОГ	РАО	ОГ	РАО
Колективна ефективна доза [man.mSv]	1.51	1.86	4.95	1.96	2.49	0.34
Средна индивидуална ефективна доза [mSv]	0.01	0.06	0.02	0.07	0.01	0.03
Максимална индивидуална доза [mSv]	0.48	0.43	0.83	1.15	0.3	0.21

За периода 2000÷2013 година колективната ефективна доза на персонала, зает с управлението на ОГ и РАО в АЕЦ „Козлодуй“, е както следва:



След 2000 г. годишната колективна доза следва тенденцията към намаляване и достигане на нива около 5 man.mSv през последните години. Няма нарушаване на дозови предели, стойностите показват достигнато устойчиво състояние на достатъчно ниско ниво, което е индикатор за степента на оптимизация на радиационната защита при изпълнението на тези дейности.

### Изхвърляния от площадката на АЕЦ „Козлодуй“

#### **Обобщени данни за газообразните и течните изхвърляния в околната среда**

Мониторингът на газообразните и течните изхвърляния от АЕЦ Козлодуй и тяхното докладване се извършва в съответствие с изискванията на Препоръка на европейската комисия 2004/2/ЕВРОАТОМ.

Освободената през вентилационните тръби на АЕЦ „Козлодуй“ активност за периода 2011-2013 г. е както следва:

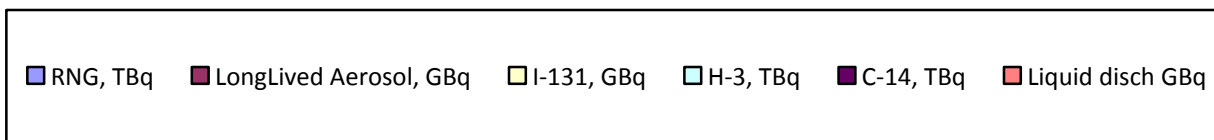
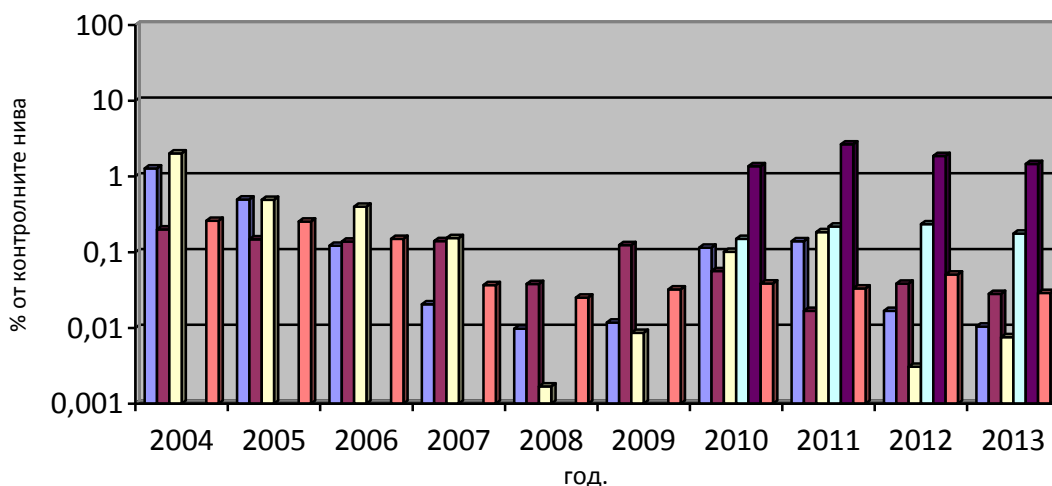
Газоаерозолни емисии	2011	2012	2013
Радиоактивни благородни газове, ТВq	9.61	0.942	0.585
<sup>131</sup> I, GBq	0.0164	0.0192	0.0141
Радиоактивни аерозоли, GBq	0.1220	0.0019	0.0049
<sup>3</sup> H, GBq	0.545	0.586	0.441
<sup>14</sup> C, GBq	1.010	0.710	0.557

В периода 2011-2013 година в река Дунав са освободени дебалансни води със следната активност:

Година	2011	2012	2013
Активност, MBq (без тритий)	420	411	214
<sup>3</sup> H, GBq	22900	24100	20 700

Регистрираните изхвърляния на тритий, през последните три години, са по-малко от 15 % от разрешената стойност. Освободената с течните емисии в околната среда активност (без тритий) се задържа трайно на достигнатото ниско ниво.

За периода 2004 - 2013 г. общата активност на газоаерозолните и течни изхвърляния като част от контролните годишни нива в %, е както следва:



Освобождаването от АЕЦ „Козлодуй“ радиоактивност с газообразните и течни изхвърляния е съпоставима с обичайната практика в други страни, експлоатиращи ядрени реактори от типа ВВЕР.

Поради факта, че СП „РАО – Козлодуй“ е разположено на площадката на АЕЦ „Козлодуй“, генерираните при неговата дейност отпадни води и въздух се изхвърлят в околната среда през съоръженията на централата и се регистрират общо, то информацията за измерените стойности се включва в отчетите за общите изхвърляния от площадката на АЕЦ „Козлодуй“.

### Оценка на радиационното облъчване на населението от течните и газообразни изхвърляния

За оценка на допълнителното дозово натоварване на населението, причинено от радиоактивните емисии в околната среда, се използват верифицирани и валидирани моделни програми за оценка, базирани на приетата от Европейския съюз (ЕС) методология CREAM и адаптирани към съответните географски и хидроложки особености на района на АЕЦ „Козлодуй“.

Допълнителното дозово натоварване на населението от 30 км зона е около 500 пъти по-ниско от това, което се получава от естествения радиационен фон (2400  $\mu\text{Sv}$ ). За периода 2011 - 2013 г. стойностите на максималната индивидуална ефективна доза на населението са по-ниски от 3  $\mu\text{Sv/a}$ .

Стойностите на максималната индивидуална доза от газообразни изхвърляния от площадката на АЕЦ „Козлодуй“, с отчитане на приноса на  $^3\text{H}$  и  $^{14}\text{C}$ , са както следва:

Газообразни изхвърляния	
Година	Индивидуална ефективна доза [Sv]
2011	$1,22 \cdot 10^{-8} - 2,72 \cdot 10^{-6}$
2012	$1,10 \cdot 10^{-8} - 1,33 \cdot 10^{-6}$
2013	$1,14 \cdot 10^{-8} - 8,77 \cdot 10^{-7}$

Резултатите за дозовото облъчване на населението от течните изхвърляния по години са:

Течни изхвърляния		
Година	Индивидуална ефективна доза	
	макс. 30 км зона [Sv]	Критична група [Sv]
2011	$6,05 \cdot 10^{-7}$	$4,26 \cdot 10^{-6}$
2012	$6,37 \cdot 10^{-7}$	$4,49 \cdot 10^{-6}$
2013	$5,47 \cdot 10^{-7}$	$3,87 \cdot 10^{-6}$

Максималната индивидуална ефективна доза за 2012 г. в 30 км зона е  $6,37 \cdot 10^{-7} \text{Sv/a}$ , а за представител от критичната група на населението по поречието на р. Дунав е съответно  $4,49 \cdot 10^{-6} \text{Sv/a}$  и представлява 9% от дозовото ограничение за течни изхвърляния (0.05 mSv/a).

Ниските нива на радиоактивните изхвърляния от АЕЦ „Козлодуй“ определят стойности за дозовото натоварване с пренебрежим радиационен риск за населението в района на централата.

### **ДП РАО**

#### Дозово натоварване на персонала

В периода 2011–2013 година няма превишения на нормативни и административни граници за професионалното облъчване. Няма регистрирани постъпления на радионуклиди за лицата от персонала в резултат на дейностите по управление на РАО в СП „РАО-Козлодуй“. В

съответствие с принципа АЛАРА, през отчетния период дозовото натоварване на персонала е поддържано на равнище, значително под дозовите предели за професионално облъчване.

Максималната годишна индивидуална ефективна доза през последните години е 1.9 mSv за СП „РАО-Козлодуй“ и около 2 mSv за СП „ПХРАО-Нови хан“, което е около 10% от годишната граница за професионално облъчване съгласно наредбата за ОНРЗ.

В графичен вид по-долу са представени данни за колективната ефективна доза, средно индивидуално дозово натоварване и максималните индивидуални дози на персонала на ДП „РАО“ за периода 2011-2013 г., показващи отчетливата тенденция за оптимизиране на професионалното облъчване.

**Дозово натоварване на персонала на СП „РАО-Козлодуй“**

Година	2011	2012	2013
Колективна ефективна доза [man.mSv]	17.2	11.59	3.11
Средна индивидуална ефективна доза [mSv]	0.11	0.07	0.02
Максимална индивидуална доза [mSv]	1.91	1.52	0.44

**Дозово натоварване на персонала на СП „ПХРАО-Нови хан“**

Година	2011	2012	2013
Колективна ефективна доза [man.mSv]	2.88	3.61	2.4
Средна индивидуална ефективна доза [mSv]	0.05	0.06	0.04
Максимална индивидуална доза [mSv]	2.01	1.2	0.25

**Радиоактивни изхвърляния в околната среда от съоръженията на ДП „РАО“**

Няма директни газоаерозолни и течни изхвърляния от СП „РАО – Козлодуй“ в околната среда. Отделянето им се извършва чрез съответните съоръжения на АЕЦ „Козлодуй“ и се включва в отчетите на изхвърлянията от централата.

Технологично от ЦПРАО не се изхвърлят радиоактивни благородни газове, краткоживеещи аерозоли и <sup>131</sup>I. Делът на съоръжението за управление на РАО в газоаерозолните изхвърляния от площадката е по-малко от 0.1% при пълна натовареност на съоръженията. Дозите на населението в резултат от експлоатацията на съоръженията на СП „РАО – Козлодуй“ са включени в оценката на общото радиационно влияние върху населението от всички съоръжения на площадката.

Анализът на резултатите от мониторинга на обектите на СП „РАО-Козлодуй“ показва, че радиационното влияние на площадката на ядреното съоръжение и на промишлената площадка на АЕЦ „Козлодуй“ в резултат от управлението на РАО е пренебрежимо малко. Не са констатирани недопустими въздействия върху околната среда.

В СП „ПХРАО-Нови хан“ се провежда ежемесечен собствен радиационен мониторинг с измерване на: водни проби от контролните сондажи; почвени и растителни проби от радиационно защитена и наблюдавана зони; газоаерозолни измервания на площадката със съхраняваните РАО и от Лабораторния комплекс, където се приемат и идентифицират отпадъците.

Експлоатацията на ЯС е в съответствие с нормативните изисквания. Няма нарушаване на дозови предели, стойностите показват достигнато устойчиво състояние на приемливо ниско ниво, което е индикатор за степента на оптимизация на РЗ при изпълнението на дейностите по управление на ОГ и РАО.

## **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 предишните национални доклади**

Аварийната готовност при ядрена или радиационна аварийна ситуация в Република България е част от общите национални организационни мерки за защита при бедствия. Основните нормативни и регулиращи изисквания за структурата и организацията на аварийната готовност са определени в Закона за защита при бедствия (ЗЗБ), Закона за безопасно използване на ядрената енергия (ЗБИЯЕ), Закона за Министерството на вътрешните работи (ЗМВР) и Наредбата за аварийно планиране и аварийна готовност при ядрена и радиационна авария.

ЗБИЯЕ регламентира изискванията за разработване и поддържане на вътрешни аварийни планове на ядрените съоръжения и външни аварийни планове на национално ниво. Плановете съдържат задълженията на операторите и компетентните държавни органи в лицензионния процес, създадената организация за аварийно планиране и готовност и изискванията за периодична проверка на плановете.

Лицата, които извършват дейности по управлението на РАО и ОГ, са длъжни да предприемат мерки за предотвратяване на инциденти и аварии и за ограничаване и ликвидиране на последиците от тях. Мерките за аварийно реагиране се определят с аварийните планове:

- - външен аварийен план - за защита на населението, който регламентира зоните за аварийно планиране и определя действията на компетентните органи за защита на населението, имуществото и околната среда в случай на авария;
- - вътрешен аварийен план - на ядреното съоръжение, с който се определят действията на лицензианта за ограничаване на аварията и ликвидиране на последиците от нея в съответствие с външния аварийен план.

С Наредбата за аварийно планиране и аварийна готовност при ядрена и радиационна авария, са определени принципите, редът и критериите за прилагането на защитни мерки и действия за ограничаване, намаляване и предотвратяване на облъчването или възможността за облъчване. 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 достигането им.

Също така е представена информация за съществуващите вътрешни и външни аварийни планове, за проведените аварийни учения и за участието на страната в международни проекти по аварийно планиране.

Представени са основните положения от *Закона за защита при бедствия*.

Разгледани са системите за аварийно планиране и готовност на ЯС и е представена информация за проведените аварийни учения.

### **Промени в законодателната основа**

Последната актуализация на ЗЗБ е от юни 2014 г. ЗЗБ установява на национално ниво единен подход и организация на планирането, поддържането на аварийна готовност и реагирането при възникване на бедствие, включително и инциденти и аварии, възникнали и при управлението на ОГ и РАО. Законът е хармонизиран със Закона за безопасно използване на ядрената енергия (ЗБИЯЕ) по отношение на изискванията за разработване на аварийни планове, тяхното съдържание, необходимите човешки ресурси, материално-техническата подкрепа и др.

Защитата при бедствия се извършва на национално, областно и общинско ниво. В Националния аварийен план подробно са регламентирани задълженията, отговорностите и правата по компетентност на всяко ниво.

Основна съставна част на единната спасителна система са Главна дирекция "Пожарна безопасност и защита на населението" в МВР, областните дирекции на МВР и централните за спешна медицинска помощ. Структурата на единната спасителна система се изгражда на територията на цялата страна в съответствие с административно-териториалното деление. Другите съставни части на единната спасителна система – органите на изпълнителната власт, юридическите лица и едноличните търговци, центрове за спешна медицинска помощ, други лечебни и здравни заведения и други, предоставят помощ при поискване от МВР, съгласно ведомствените си планове за провеждане на спасителни и неотложни аварийно-възстановителни работи.

Министерството на вътрешните работи разработва Национален аварийен план, който се приема с решение на МС. Последната актуализация на Националния аварийен план е утвърдена с Решение № 973 на Министерския съвет от 29 Декември 2010 г. Разработването и поддържането на плана и прилагането на защитните мерки се финансира от държавния бюджет.

### **Аварийни планове на площадките на ЯС**

Поддържат се аварийните планове на всички ядрени съоръжения за управление на ОГ и РАО:

- Аварийен план на АЕЦ „Козлодуй“, редакция 2013 г. В него са включени работещите ядрени мощности, съоръженията за управление на ОГ на площадката (БОК, ХОГ и СХОГ) и отчита и съоръженията на ДП „РАО“, разположени на площадката на АЕЦ Козлодуй;
- Аварийен план на СП „РАО – Козлодуй“, редакция 2008 г.
- Вътрешен аварийен план на Специализирано поделение „Извеждане от експлоатация“, редакция 2013 г.;

- Вътрешен аварийен план на Специализирано поделение „Управление на радиоактивни отпадъци - 3 и 4 блок“, редакция 2012 г.;
- Аварийен план на СП „ПХРАО – Нови хан“, редакция 2011 г.;
- План за ликвидиране на последствията и защита на населението и околната среда при радиационна авария по време на превоз на отработено ядрено гориво, редакция 2011 г.

Ядрените съоръжения на АЕЦ „Козлодуй“ са класифицирани в рисковата категория I, за които постулирани изходни събития на площадката, включително и такива с много малка вероятност на възникване, могат да доведат до значително изхвърляне на радиоактивни вещества в околната среда и тежки детерминистични ефекти извън площадката.

Ядрените съоръжения, експлоатирани от ДП „РАО“ на площадката на АЕЦ „Козлодуй“, са класифицирани като рисковата категория III, за които аварийните събития на площадката могат да доведат до надхвърляне на границата на дозата на персонала за нормални условия и/или до замърсяване с радиоактивни вещества на площадката и прилагане на неотложни защитни мерки. Ядреното съоръжение СП „ПХРАО - Нови хан“ е класифицирано в рисковата категория III на аварийно планиране.

Аварийните планове на ДП „РАО“ (СП „РАО – Козлодуй“, СП „ИЕ-Козлодуй“ и СП „УРАО – 3 и 4 блок“) са обвързани с този на АЕЦ „Козлодуй“. В случай на експлоатационно събитие задължително се уведомява Главният дежурен на 5 – 6 блок на АЕЦ „Козлодуй“, който извършва оценка на аварийната ситуация въз основа на постъпилите данни и ако са достигнати критериите, активира и аварийния план на АЕЦ „Козлодуй“. Плановете са проверени по време на учения.

#### **Аварийни учения и тренировки**

За прилагане на външния аварийен план се провеждат аварийни тренировки и пълномащабни аварийни учения поне веднъж на пет години.

През май 2009 г. е проведено пълномащабно национално учение за действие при авария в АЕЦ „Козлодуй“. Проверена е готовността за реагиране и прилагане на защитни мерки, координацията между ведомствата и взаимодействието с медиите при информиране на населението в случай на авария с възможни радиационни последствия. В рамките на учението са проведени практически упражнения и демонстрации на изпълнение на защитни мерки в зоната за аварийно планиране около АЕЦ „Козлодуй“. За ноември 2014 г. е планирано провеждането на следващо пълномащабно национално учение.

Република България взема активно участие в провеждането на международни учения и тренировки за действие при ядрена и радиационна авария. В периода 2008 г. – 2013 г. страната е взела участие в осемнадесет национални и международни учения и тренировки.

В рамките на “Регионална програма за отлични постижения - Безопасна ядрена енергия” от Норвежката програма за сътрудничество с Република България за икономически растеж и устойчиво развитие, АЯР организира провеждането на два курса за обучение на тема “Разработване, провеждане и оценка на учения за действие при ядрена или радиационна аварийна обстановка” и “Действия на първоначално реагиращите лица (спасителите) при ядрена или радиационна авария” за длъжностни лица от Агенцията за ядрено регулиране, Министерството на вътрешните работи (гражданска защита и пожарна безопасност), Министерството на здравеопазването, Министерството на околната среда и водите и АЕЦ „Козлодуй“. В рамките на същата програма през 2011 г. е проведено съвместно българо-румънско учение за действие при аварии, свързани с транспорт на отработено ядрено гориво.



### **Регулиращи инспекции на аварийната готовност**

АЯР упражнява текущ контрол за състоянието на аварийното планиране и готовност на операторите на ЯС в съответствие с годишния инспекционен план за контролната дейност. Извършва се преглед на:

- процедурите и инструкциите за оценка на аварийното състояние и предприемане на защитни мерки;
- състоянието на аварийното оборудване и защитните средства на членовете на аварийния екип, на централите за управление на аварийите;
- провеждането на аварийните тренировки и учения – резултати, анализ, коригиращи мерки.

## **Член 26. Извеждане от експлоатация**

*“Всяка договаряща се страна приема съответните мерки да гарантира безопасността при извеждане на ядрено съоръжение от експлоатация. Тези мерки осигуряват:*

- i. наличието на квалифициран персонал и адекватни финансови ресурси;*
- ii. прилагане на разпоредбите на чл. 24, касаещи радиационната защита, извърлянията, непланираните и неконтролираните изтичания по време на експлоатация;*
- iii. прилагане на разпоредбите на чл. 25, касаещи аварийната готовност; и*
- iv. съхраняване на информация, важна за извеждане от експлоатация.”*

### **Кратък преглед на информацията, представена в предишните доклади**

Изложени са основните изисквания на *ЗБИЯЕ* и действащите наредби за неговото прилагане в областта на извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения.

Представен е съществуващият лицензионен режим за извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения и в частност двата основни нормативни документа - *Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия* и *Наредба за безопасност при извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения*, които съдържат изисквания във връзка с ИЕ по хода на лицензионния процес за етапите от жизнения цикъл на ЯС.

Представени са стратегията за извеждане от експлоатация на спрените блокове на АЕЦ Козлодуй и последващата актуализация на стратегията. Изчерпателна информация е представяна за хода на подготвителните дейности за ИЕ: радиологично обследване на ЯС за целите на планирането на ИЕ; разработване на основните документи във връзка с ИЕ - План за ИЕ, ООБ, Доклад за ОВОС; изпълнението на инженерните проекти във връзка с освобождаване на ЯС от необработените исторически РАО и с осигуряване на необходимите методически и технически средства за извършване на дейностите по демонтаж, дезактивация и управление на РАО. Представена е информация за движението на средствата във фонд ИЕ и за размера и източниците на финансиране на подготвителните дейности за ИЕ.

С промените на *ЗБИЯЕ* през 2010 г. се въвежда изискването за издаване на лицензия за извеждане от експлоатация, с което е премахнат двойният разрешителен режим. Гарантира се запазване на отговорността на лицензианта по отношение на безопасността на съоръжението през целия период на извеждане от експлоатация и се избягва необходимостта лицето, извеждащо от експлоатация да е лицето, експлоатиращо ядреното съоръжение. Лицензията за извеждане от експлоатация се издава за срок до 10 години.

Във връзка с прилагането на концепцията за освобождаване от регулиране е въведен механизъм, при който освобождаването на материали (clearance) не подлежи на отделен разрешителен режим, а всяко конкретно освобождаване се одобрява със заповед на Председателя на АЯР.

### **Промени в законодателната основа, свързани с извеждането от експлоатация на ядрени съоръжения**

През изминалия период няма изменения в законодателната основа, свързани с извеждането от експлоатация на ядрени съоръжения.

#### **Персонал и финансови ресурси**

Изискванията за наличието на адекватни човешки и финансови ресурси за ИЕ е законово изискване съгласно *ЗБИЯЕ*. Основа за планирането на ресурсите е оценката на разходите за ИЕ. На нейна база АЯР трябва да получи убедителни доказателства, че осигуряваните финансови средства са достатъчни за изпълнението на плановете по ИЕ.

Оценката на разходите се изготвя от лицензианта още на най-ранен етап (проектиране на ЯС) при предварителното планиране за ИЕ. Предварителният план за извеждане от експлоатация е основен документ, който е необходимо да бъде представен в АЯР със заявлението за издаване на лицензия за експлоатация. Периодичното актуализиране на оценката на разходите за извеждане от експлоатация е изискване към оператора при всяка актуализация на плана за извеждане от експлоатация на ЯС.

За финансиране на дейностите по извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения е създаден фонд "Извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения" към министъра на икономиката и енергетиката. Основните приходи са вноски от лицата, които експлоатират ядрено съоръжение. Размерът на вноските се определя така, че в края на експлоатационния период да бъдат събрани необходимите средства за покриване на разходите по извеждане от експлоатация.

Механизмът за определяне размера на вноските, за натрупване на необходимите средства и за финансиране на дейностите е определен нормативно с *Наредба за реда за установяване, събиране, разходване и контрол на средствата и за размера на дължимите вноски във фонд "Извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения"*.

В оценката на разходите за ИЕ се включва и издръжката на персонала, включително обучение и тренировки.

Съгласно *ЗБИЯЕ* дейностите в ядрените съоръжения и с източници на йонизиращи лъчения, които имат влияние върху безопасността, могат да се извършват само от професионално квалифициран персонал с удостоверение за правоспособност. Условието и редът за придобиване на професионална квалификация, длъжностите, за които се изисква правоспособност и за провеждането на изпити, са определени в отделна *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*.

[Информация за наличния квалифициран персонал е представена в доклада по чл. 22](#)

### **Радиационна защита**

Съгласно чл. 20 от *Наредбата за безопасност при извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения*, радиационната защита при извеждане от експлоатация на ядрено съоръжение се осъществява в съответствие с изискванията, принципите и нормите съгласно *Наредбата за ОНРЗ*. За осигуряване на радиационната защита при дейностите по извеждане от експлоатация на ядрено съоръжение, лицензиантът разработва в рамките на плана за извеждане от експлоатация концепция и програми за радиационна защита на персонала, населението и околната среда.

Премахването при демонтажа на ядреното съоръжение на физическите бариери, ограничаващи разпространението на радиоактивни вещества в околната среда, се провежда само при условие, че течните и газообразните изхвърляния няма да превишат регламентираните стойности за разрешените изхвърляния за периода на работите по извеждане от експлоатация.

С *Наредбата за ОНРЗ, Наредбата за осигуряване на безопасността на ядрени съоръжения и Наредбата за радиационна защита при дейности с ИЙЛ*, които се прилагат и при извеждането на ЯС от експлоатация, са детайлизирани изискванията на разпоредбите по чл.

24 от Конвенцията, отнасящи се до дозовите предели и ограничения за персонала и населението, включително и вследствие разрешените радиоактивни изхвърляния.

### **Аварийно планиране**

Изискванията на ЗБИЯЕ и на *Наредбата за аварийно планиране и аварийна готовност при ядрена и радиационна авария*, които са във връзка с прилагането в националното законодателство на разпоредбите на чл. 25 от Конвенцията, се прилагат към всяко ядрено съоръжение, включително такова в етап на ИЕ.

За издаване на лицензия за извеждане от експлоатация на ядреното съоръжение, заявителят е длъжен съгласно *Наредбата за безопасност при извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения* да представи в АЯР вътрешен аварийен план за готовност и действия за защита на персонала, населението и околната среда в случай на радиационна авария. Вътрешният аварийен план се разработва въз основа на анализи за възможните аварийни събития и последствията от тях при отчитане на актуалното състояние на ядреното съоръжение, на системите и съоръженията му, важни за безопасността, и предвидените в плана дейности по извеждането от експлоатация и техническите и организационните мерки за осигуряване на безопасността. Вътрешният аварийен план се разработва при условия и по ред, определени с *Наредбата за аварийно планиране и аварийна готовност при ядрена и радиационна авария*.

### **Съхраняване на информацията, важна за ИЕ**

Съгласно чл. 33 от *Наредбата за безопасност при извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения*, лицензиантът разработва програма по качеството за етапа на извеждане от експлоатация.

За етапите проектиране и строителство, въвеждане в експлоатация, експлоатация и през периода на извеждане от експлоатация, титулярят на съответното разрешение или лицензиантът събира, обработва, разпределя и съхранява документацията и информацията, свързана с планирането за ИЕ и с извършваните дейности по извеждане от експлоатация на ядреното съоръжение. В обхвата на съхраняваната информация, важна за ИЕ, се отнасят пълната проектна документация и съответни проектни изменения, свързани с реконструкции и модернизации през време на експлоатацията, както и цялата експлоатационна документация. Цялата тази документация се предоставя на оператора на ЯС за извеждане от експлоатация и се съхранява от него.

## РАЗДЕЛ G: БЕЗОПАСНОСТ ПРИ УПРАВЛЕНИЕ НА ОТРАБОТЕНО ГОРИВО

### Член 4. Общи изисквания за безопасност

“Всяка договаряща се страна приема съответните мерки, с цел да гарантира, че на всички етапи на управление на отработеното гориво отделните лица, обществото и околната среда са адекватно защитени от радиологични рискове.

В изпълнение на това всяка договаряща се страна предприема съответни мерки:

i. да гарантира, че подкритичността 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 предишните национални доклади**

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

Описани са изискванията на ЗООС относно 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 въздействие на площадката на АЕЦ Козлодуй и избягване налагането на непосилно бреме върху бъдещите поколения.

Разгледани са подробно разпоредбите на *Наредбата за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво*, *Наредбата за осигуряване безопасността на ядрените централи*, *Наредбата за осигуряване безопасността на изследователските ядрени инсталации* и *Наредбата за ОВОС за инвестиционни предложения за строителство, дейности и технологии*, свързани с изпълнение на задълженията по чл. 4 от Конвенцията.

Посочено е, че изпълнението на основните функции на безопасност - осигуряване на подкритичност и отвеждане на остатъчното топлоотделяне се осигурява чрез проекта на съоръженията за управление на ОГ. 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. 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 предели при условия на нормална експлоатация и при проектни аварии.

Разгледани са нормативните 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. Системите за управление на РАО се проектират с отчитане на изискванията към безопасното управление на РАО през целия жизнен цикъл на съоръжението. Посочено е, че принципът за минимизиране на РАО при управление на ОГ е приет и в Националната стратегия за управление на ОГ и РАО.

Посочено е, че съгласно ЗБИЯЕ и наредбите за неговото прилагане, при управление на ОГ облъчването на персонала и населението трябва се поддържа на възможно най-ниско разумно достижимо ниво и че, ефективната защита на персонала, населението и околната среда се осигурява от прилагането на принципа за защита в дълбочина чрез създаване на система от физически бариери по пътя на разпространение на йонизиращите лъчения в околната среда и на система от технически и организационни мерки за защита на бариерите и съхраняване на тяхната ефективност.

Представени са нормативните изисквания относно границите на годишната индивидуална ефективна доза от вътрешно и външно облъчване на населението, предизвикана от въздействието на течните и газообразните изхвърляния в околната среда от съоръженията за управление на ОГ, както и от изхвърлянията вследствие на проектни и надпроектни аварии.

Разгледани са законодателните и регулиращи мерки за защита на бъдещите поколения и избягване налагането на непосилно бреме върху тях. Посочено е, че избягването на налагане на непосилно бреме върху бъдещите поколения е основен принцип в приетата от Министерския съвет Стратегия за управление на ОГ и РАО. 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.

Описани са конструкциите и технологиите използвани в БОК-1-6 и ХОГ на АЕЦ Козлодуй, използвани за осигуряване на подкритичност и отвеждане на остатъчното топлоотделяне.

Посочено е, че съгласно изискванията на нормативната уредба, 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.

Представена е информацията относно нормативни изисквания за:

- отчитане на взаимната зависимост на различните етапи при управление на ОГ;
- защита на отделните лица, обществото, околната среда и бъдещите поколения;
- отчитането на биологически, химически и други рискове.

Представени за основните положения от приетата през януари 2011 г. Стратегия за управление на ОГ и РАО до 2030 г. относно: минимизирането на генерираните РАО; осигуряването на ефективна защита на отделните лица, обществото и околната среда; избягването на действия, които подлагат на предвидими последствия бъдещите поколения, по-големи от тези, допуснати за сегашното поколение и избягване налагането на непосилно бреме върху бъдещите поколения.

### **Промени в законодателната и регулиращата основа**

През м. август 2013 г. МС прие изменения в *Наредбата за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво*. С изменението са въведени следните основни принципи при управление на ОГ: минимизиране на генерирането на РАО; пасивна безопасност; прилагане на степенуван подход; осигуряване на подкритичност и отвеждане на остатъчното топлоотделяне; поддържане на въздействието от йонизиращото лъчение върху персонала, населението и околната среда на възможно най-ниското разумно достижимо ниво. Направени са съответните промени за привеждане на разпоредбите на наредбата в съответствие с приетите от WENRA референтни нива за безопасност при управление на ОГ.

Съгласно измененията в наредбата лицензиантът е длъжен да осигури:

1. генериране на РАО на практически възможния минимум по отношение както на активността, така и на обема, посредством подходящи мерки за проектиране и практики на експлоатация и извеждане от експлоатация, включително рециклиране и повторна употреба на материалите;
2. безопасно управление на ОГ, включително в дългосрочен план, с елементи на пасивна безопасност;
3. изпълнението на всички мерки в съответствие със степенуван подход;
4. достатъчна подкритичност и отвеждане на остатъчното топлоотделяне;
5. поддържане на въздействието от йонизиращото лъчение върху персонала, населението и околната среда на възможно най-ниското разумно достижимо ниво;
6. прилагане на основан на доказателства и документиран процес на вземане на решения по отношение на всички етапи на управлението на ОГ;
7. експлоатация на съоръженията и изпълнение на дейностите по управление на ОГ въз основа на документиран и одобрени предели и условия за експлоатация;
8. отчитане на взаимовръзките между всички етапи на генерирането и управлението на ОЯГ;
9. прилагане на критерии за приемане на ОГ;
10. проследимост на ОГ на всички етапи от неговото управление.

Техническа информация относно осигуряването на подкритичността и остатъчното топлоотделяне в различните съоръжения за управление на ОГ е дадена в Приложение L-1

Информация за генерираните РАО при управление на ОГ в ХОГ, както и за съответните тенденции, е представена в Раздел Н на този доклад, в текстовете по чл. 11 от Конвенцията. В същия раздел е представена и обобщена информация за генерираните РАО и съответните тенденции от блокове 1-6 на АЕЦ „Козлодуй“ (не може да бъде конкретизирано, каква част от РАО са генерирани вследствие съхранението на ОГ и каква – вследствие експлоатацията на блоковете).

## **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 предишните национални доклади**

Описани са в приложение съществуващите към датата на влизане в сила на Единната конвенция (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“. Представени са преходните разпоредби на Наредбата за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво относно 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. Посочено е, че по отношение на заварените съоръжения за управление на ОГ се прилагат в максимална степен разпоредбите на наредбата.

Представена е информация за извършените прегледи на безопасността и подобрения на безопасността на съществуващите съоръжения.

Дадена е подробна информация за извършените в ХОГ: “ускорени корозионни изпитания”; оценка на състоянието на конструкционните материали на облицовките на басейните и транспортните кошници за съхраняване; и анализ за определяне на ресурса на сградата и оборудването.

Представени са резултатите от извършения преглед на безопасността на БОК-5 и 6 в рамките на актуализиране на ТОБ на съответните блокове след тяхната модернизация.

Представени са резултатите от извършения “Анализ и оценка на безопасността на операциите в съществуващото хранилище за ОГ, свързани с проекта за Сух ХОГ”.

### **Извършени прегледи на безопасността и подобрения на безопасността на съществуващи съоръжения**

Непосредствено след аварията в японската АЕЦ „Фукушима“ българското правителство предприе спешни действия за преразглеждане готовността на АЕЦ “Козлодуй” да реагира в извънредни ситуации. По указания на АЯР и в съответствие с препоръчаните действия от WANO (Световната асоциация на ядрените оператори) централата разработи и изпълни до средата на юни 2011 г. “Програма за преглед и оценка на готовността на АЕЦ “Козлодуй” ЕАД за управление и намаляване на последствията от надпроектни аварии, външни и вътрешни въздействия”. В рамките на програмата са изпълнени голям обем извънредни проверки на работоспособността и е извършена оценка на техническото състояние на конструкции, системи и компоненти, важни за безопасността, наличието и приложимостта на инструкции и процедури, както и готовността на персонала да действа в извънредни ситуации. В началото на 2012 г. АЕЦ “Козлодуй” разработи и въведе в действие програма за изпълнение на препоръките от проведените стрес тестове на ядрените съоръжения в централата. В края на декември 2012 г. в ЕК бе представен Национален план за действие на Република България. В тази връзка АЯР поиска от АЕЦ “Козлодуй” да представи обобщен периодичен отчет за статуса на мерките от Националния план за действие и актуализация на Програмата си за изпълнение на препоръките от проведените стрес тестове. Поисканите документи бяха представени в АЯР в края на 2013 г.



В рамките на Националния план за действие са предприети следните мерки за подобряване на безопасността на съоръженията за управление на ОГ:

- Мярка С-2-2. Осигуряване на електрозахранване на системите за отвеждане на топлината или запълване на БОК от мобилния ДГ, изпълнена през 2014 г.;
- Мярка FC-2-4-1. Инсталиране на автономна охладителна система в ХОГ, в процес на изпълнение със срок м. декември 2015 г.;
- Мярка FD-2-4-1. Монтиране на допълнителен тръбопровод към системата за охлаждане на БОК 5 и 6 за резервиране от външен източник, в процес на изпълнение със срок м. ноември 2014 г.;
- Мярка FD-2-5-1. Изграждане на тръбопровод за директно подаване на вода към басейна в ХОГ от външен източник (дизелни пожарни помпи или пожарен автомобил), в процес на изпълнение със срок м. юни 2015 г.

Подробна информация за извършените стрес тестове, както и за изпълнените и планирани мерки за подобряване на безопасността е дадена в Националния план за действие, публикуван на страницата на АЯР на адрес <http://www.bnra.bg/en/nuclear-facilitie/stress-tests/kozloduy/nacp-bg-rev.-jan-2014-en.pdf>.

#### **Член 6. Избор на площадка за предложени съоръжения**

*“1. Всяка договаряща се страна предприема съответните мерки, с цел да гарантира, че за предложено съоръжение за управление на отработено гориво са разработени и се прилагат процедури:*

*i. за оценка на всички фактори, свързани с площадката, които могат да окажат влияние върху безопасността на такова съоръжение в продължение на неговия срок на експлоатация;*

*ii. за оценка на възможното въздействие на такова съоръжение върху отделни лица, обществото и околната среда от гледна точка на безопасността;*

*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 съответни мерки, с цел да гарантира, че такива съоръжения не оказват неприемливи въздействия върху другите договарящи страни, разполагайки ги на площадки съгласно общите изискванията по безопасност, посочени в чл. 4.”*

#### **Кратък преглед на информацията, представена в рамките на предишните национални доклади**

Описани са изискванията на *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* относно избор на площадка за съоръжения за управление на ОГ. Посочено е, че 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. Представен е списък на документите, които заявителят е длъжен да представи с искането

на разрешение за избор на площадка и с искането за издаване на заповед за одобряване на избраната площадка. Посочени са данните, които трябва да се съдържат в предварителния отчет за анализ на безопасността, който следва да бъде представен с искането за издаване на заповед за одобряване на избраната площадка. Посочено е, че 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.

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. Описан е редът за извършване на ОВОС, регламентиран в *Наредба за оценка на въздействието върху околната среда за инвестиционни предложения за строителство, дейности и технологии*. Компетентният орган за вземане на решение по ОВОС е Министерът на околната среда и водите. Решението по ОВОС се взема въз основа на изготвената ОВОС, резултатите от проведените консултации и общественото обсъждане и в съответствие с действащото законодателство. Решението съдържа при необходимост мерки за намаляване или предотвратяване на отрицателни въздействия върху околната среда, които се оформят в План и са задължителни за изпълнение от инвеститора/оператора по време на проектирането, строителството, експлоатацията и евентуално закриване на инсталацията/съоръжението.

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.

Представена е информация за:

- издаденото разрешение за избор на площадка и заповед за одобряване на избраната площадка за ХССОЯГ;
- издадената заповед за одобряване на избраната площадка за изграждане на АЕЦ Белене.

Посочено е, че приетата през януари 2011 г. Стратегия за управление на ОГ и РАО до 2030 г. предписва изпълнението на мерки за:

- Повишаване на взаимодействието чрез директни комуникации с представителите на гражданското общество, формиращи общественото мнение;
- Провеждане на обществени обсъждания на докладите по ОВОС, които се оценяват като положителен механизъм за постигане на приемливост от обществеността;
- Информираност на гражданите за състоянието на околната среда при извършване на дейности по управление на ОГ и РАО и създаване на положителен имидж и доверие към тези дейности.

## **Издадени разрешения за избор на площадка и заповеди за одобряване на избрана площадка на съоръжения за управление на ОГ.**

В периода след представянето на четвъртия национален доклад не са издавани разрешения за избор на площадка и заповеди за одобряване на избрана площадка на съоръжения за управление на ОГ.

## **Промени в законодателната и регулиращата основа**

В периода след представянето на четвъртия национален доклад не са правени промени в законодателната и регулиращата база, свързани с избора на площадка за съоръжения за управление на ОГ.

## **Член 7. Проектиране и изграждане на съоръжения**

*“Всяка договаряща се страна предприема съответните мерки, с цел да гарантира, че:*

*i. проектът и изграждането на съоръжение за управление на отработено гориво 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 на съоръжението за управление на отработено гориво от експлоатация;*

*iii. технологиите, включени в проекта, и изграждането на съоръжение за управление на отработено гориво са потвърдени от опита, изпитание или анализ.”*

## **Кратък преглед на информацията, представена в рамките на предишните национални доклади.**

Описани са изискванията на *Наредбата за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво* и *Наредбата за осигуряване безопасност при извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения*, относно проектиране и изграждане на съоръжения за управление на ОГ. Посочено е, че 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.

Отбелязано е, че проектът на съоръженията за управление на ОГ трябва да съдържа предварителен ООБ при нормална експлоатация и при проектни и надпроектни аварии. След изграждане на съоръженията, ООБ се актуализира в съответствие с текущото състояние.

Разгледано е задължението на титуляря на разрешението за проектиране или строителство да разработи предварителни и междинни концепции и планове за извеждане от експлоатация на ядреното съоръжение. Посочени са изискванията към съдържанието на Концепцията, включително изискването за извършване на предварителни анализи и оценки на въздействието от извеждането от експлоатация на ядреното съоръжение върху населението и околната среда.

Дадена е подробна техническа информация за изгражданото ХССОЯГ на площадката на АЕЦ „Козлодуй“. Представени са по-важните условия на издадените от председателя на АЯР заповед за одобряване на техническия проект на ХССОЯГ и разрешение за строителство на ХССОЯГ.

Представена е информация за хода на строителството на СХОГ и предстоящото му въвеждане в експлоатация.

### **Проектирани и изградени съоръжения**

#### ***ХССОЯГ на площадката на АЕЦ „Козлодуй“***

В периода след представяне на четвъртия национален доклад завърши строителството на ХССОЯГ.

Информация за издаденото разрешение за въвеждане в експлоатация на СХОГ е дадена в текста по чл. 9 от Конвенцията.

### **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 експлоатация 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 предишните национални доклади.**

Описани са изискванията на *Наредбата за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво* и *Наредбата за реда за издаване на лицензи и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия* 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 оценка на безопасността. Представена е информация относно извършването на оценка на въздействието върху околната среда.

Посочено е, че 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.

Разгледани са по-важните изисквания към съдържанието на предварителния ООБ, който се представя заедно с искането за издаване на заповед за одобряване на избраната площадка за ЯС. Посочено е, че към искането за издаване на заповед за одобряване на избраната площадка за ЯС задължително се прилага и решение по реда на Глава 6 от ЗООС

Отбелязано е, че към искането за издаване на заповед за одобряване на изготвения технически проект на ЯС заявителят прилага и междинен ООБ, изготвен въз основа на предварителния ООБ и техническия проект на съоръжението. Окончателният ООБ, изготвен въз основа на междинния отчет, в който са отчетени резултатите от въвеждането на ядреното съоръжение в експлоатация, се прилага към заявлението за издаване на лицензия за експлоатация на ядрено съоръжение.

Посочени са основните етапи за преглед и оценка на ООБ съгласно националното законодателство и вътрешните правила на АЯР. Представени са основните резултати от прегледа и оценката на МООБ, направени в рамките на процедурата по одобряване на техническия проект за ХССОЯГ.

### **Промени в законодателната и регулиращата основа**

През м. август 2013г. МС прие изменения в *Наредбата за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво*. С изменението са въведени по-подробни изисквания към ООБ и неговото актуализиране.

Съгласно наредбата ООБ следва да отразява фактическото състояние на съоръженията през целия им експлоатационен срок и в периода на извеждане от експлоатация и да разглежда аспектите на безопасността, свързани с:

1. площадката;
2. проекта;
3. строителството;
4. експлоатацията;
5. извеждането от експлоатация.

Съгласно наредбата ООБ следва да се актуализира в съответствие с:

1. извършените промени в проекта и експлоатационната практика;
2. промените в нормативната база и изискванията за безопасност;
3. резултатите от извършените периодични оценки на безопасността;
4. резултатите от извършени анализи на събития;
5. придобитата нова информация, свързана с безопасността.

### **Преглед и оценка на отчети по безопасност**

#### ***ХОГ***

Съгласно изискванията на *Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия* за подновяване на лицензията за експлоатация на ядрено съоръжение заявителят следва да представи в АЯР актуализиран отчет за оценка на безопасността на ядреното съоръжение, в който са отчетени: действащите нормативни изисквания; действителното състояние на ядреното съоръжение; предвидения експлоатационен срок; съвременните аналитични методи, собствения и международния експлоатационен опит и най-новите постижения на науката и техниката.

В периода след представянето на четвъртия национален доклад АЯР извърши преглед на Изменение(допълнение) към Техническа обосновка на безопасността на ХОГ и Отчет за периодична оценка на безопасността на ХОГ, представени от АЕЦ “Козлодуй” във връзка с подновяването на лицензията за експлоатация на ХОГ.

### **Член 9. Експлоатация на съоръжения**

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

*i. разрешението за експлоатация на съоръжение за управление на отработено гориво се основава на съответните оценки, посочени в чл. 8, 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. 8;

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 предишните национални доклади**

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

Посочени са изискванията към Програмата за въвеждане на ядреното съоръжение в експлоатация, която се прилага към заявлението за издаване на разрешение за въвеждане в експлоатация на ЯС. Посочено е, че 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. Представен е списъкът на по-важните документи, които трябва да бъдат представени заедно със заявлението за издаване на лицензия за експлоатация на ЯС.

Отбелязано е, че Технологичният регламент за експлоатация, който съдържа пределите и условията 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.

Разгледани са задълженията на оператора относно разработване и прилагане на 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.

Посочено е, че операторът е длъжен да 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.

Представена е системата от процедури на АЕЦ „Козлодуй“ за оценка и анализ и реда за вземане на решение за коригиращи мерки и за оценка на тяхната ефективност, отнасящи се до обратната връзка от експлоатационния опит. Разгледани са докладваните събития в съоръженията за управление на ОГ на площадката и предприетите коригиращи мерки.

Описани са измененията в лицензията за експлоатация на ХОГ във връзка с подготовката за зареждане на контейнери “Констор 440/84” за сухо съхраняване на ОГ.

### **Експлоатация на съоръжения за управление на ОГ**

#### ***ХОГ***

През м. юни 2014 г. е подновена за срок от 10 години лицензията за експлоатация на ХОГ. По време на процеса на подновяване на лицензията АЯР извърши преглед на представените от лицензианта документи, включително:

- Изменение(допълнение) към Техническа обосновка на безопасността на ХОГ;
- Отчет за периодична оценка на безопасността на ХОГ;
- Отчет за анализ на безопасността на ХОГ с технология за съхраняване под вода;
- Актуализирана дългосрочна програма за модернизация и повишаване на безопасността на ХОГ;
- Програма за поддържане и повишаване на безопасността през 2014, 2015 и 2016 г.;
- Програма за изпълнение на препоръките от проведените “стрес тестове” във връзка с аварията в АЕЦ “Фукушима”;
- План за управление на стареенето на строителната конструкция, системите и компонентите на ХОГ на АЕЦ "Козлодуй";
- Отчет “Оценка на остатъчния ресурс на системи и съоръжения за съхраняване на ОГ и системи и съоръжения за извършване на ТТО в режим на приемане и извозване на ОГ в ХОГ на АЕЦ "Козлодуй", необходими мероприятия за изготвяне на програма за управление на ресурса”;
- Отчет “Оценка на остатъчния ресурс на съоръжения за транспорт на ОГ в ХОГ на АЕЦ “Козлодуй”, необходими мероприятия за изготвяне на програма за управление на ресурса.” Заключителен отчетен доклад;
- Отчет за изпълнение на дейностите по План за управление на стареенето на строителната конструкция, системите и компонентите на ХОГ на АЕЦ „Козлодуй”;
- Отчет за изпълнение на условията от лицензията за експлоатация на хранилище за отработено ядрено гориво;
- Обобщен доклад. Анализ и оценка на безопасността на операциите в съществуващото хранилище за отработено ядрено гориво (ХОГ), свързани с проекта за сух ХОГ (СХОГ);
- Междинен отчет “Преглед на измененията, въведени в проекта на ХОГ след 2003 година и влиянието им върху безопасността на съоръжението”;
- Междинен отчет “Класификация на КСК по ядрена и радиационна безопасност, сеизмична устойчивост и пожарна безопасност”;



- Междинен отчет “Преглед на измененията в нормативната уредба на Република България и произтичащите от тях промени, касаещи ХОГ”.

### ***СХОГ***

През м. ноември 2011 г. председателят на АЯР издаде Разрешение за въвеждане в експлоатация на СХОГ. Разрешението дава право на АЕЦ “Козлодуй” да извърши следните дейности в рамките на Програмата за въвеждане в експлоатация на ХССОЯГ:

- съхраняване на ОГ в контейнери “Констор 440/84” и манипулиране с тях;
- превозване на ОГ от ХОГ до ХССОЯГ и при необходимост обратно в ХОГ чрез контейнери “Констор 440/84”;
- манипулиране, предварително преработване, преработване и съхраняване на радиоактивните отпадъци (РАО), получени в резултат на осъществяване на разрешената дейност до предаването им за последващо обработване;
- изпитвания за потвърждаване на проектните характеристики на ядреното съоръжение, критериите за работоспособност и параметрите на технологичния процес;
- диагностика, техническо обслужване, ремонт, проверки и оперативен контрол на конструкции, системи и компоненти, важни за безопасността;
- всяка друга дейност, свързана с въвеждането в експлоатация на хранилището, освен ако за това се изисква отделно разрешение или лицензия съгласно Закона за безопасно използване на ядрената енергия (ЗБИЯЕ).

Дейностите по разрешението се ограничават до последователно приемане и поставяне за съхраняване в хранилището на 6 броя контейнери “Констор 440/84”, заредени с ОГ.

Към датата на изготвяне на настоящия доклад изпълнението на Програмата за въвеждане в експлоатация на ХССОЯГ е завършено и всичките шест контейнера “Констор 440/84” са запълнени и преместени за съхранение в СХОГ. Предстои издаване на лицензия за експлоатация.

### **Докладване на събития, анализ на експлоатационния опит**

#### ***СХОГ***

В периода след публикуването на четвъртия национален доклад е докладвано едно експлоатационно събитие, свързано с управлението на ОГ от ниво “0” по скалата ИНЕС.

На 08.08.2013 г. при преместване на контейнер тип “Констор 440/84” с ОГ посредством мостов кран, отпада основното електрическо захранване на съоръженията в сградата на ХССОЯГ. След подаване на захранване от резервния дизел-генератор е установено, че не е възможно вертикално движение на главния подем на крана. Контейнерът остава на височина 3,5 м над демпферното устройство.

При извършения оглед е констатирано, че причина за загубата на захранване е дефект в прекъсвача, захранващ съоръженията в ХССОЯГ, а причина за загубата на движение на главния подем е неизправност в регулатор за честота на механизмите на крана.

След подмяна на дефектирания елемент на прекъсвача основното захранване на ХССОЯГ е възстановено и контейнерът е спуснат до безопасна височина и транспортиран до мястото за съхранение.

Няма нарушаване на експлоатационните предели и условия и няма промяна в състоянието на радиационната обстановка в района на централата.



За изясняване на причините за събитието е извършено следното:

- в присъствието на представители на проектанта на СХОГ е подменен дефектният честотен регулатор с нов от същия тип;
- с цел изясняване на причините за събитието повреденият честотен регулатор е изпратен на производителя “Сименс”, от когото се чака окончателен доклад относно причината довела до отказа му;
- извършен е независим анализ на параметризирането на честотния регулатор от външна организация и са направени препоръки относно оптимизирането на параметрите и включване на допълнителни функции. Всички препоръки са изпълнени от страна на АЕЦ “Козлодуй” с изключение на една, поради настояване от страна на производителя на регулатора;
- проведени са динамични изпитвания с претоварване 110%. Изпитванията са успешни и кранът е приет за експлоатация.

#### **Планове за извеждане от експлоатация**

Изготвянето на планове за извеждане от експлоатация на съоръжения за управление на ОГ е коментирано в раздел F на доклада и в текстовете по чл. 26 от Конвенцията.

#### **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.”*

Министерският съвет може да обяви отработеното гориво за радиоактивен отпадък при условия, указани в ЗБИЯЕ.

В приетата през януари 2011 г. от МС *Стратегия за управление на ОГ и РАО до 2030 г.* е разгледан и вариант за погребване на ОГ. Посочено е, че в дългосрочна перспектива, при отчитане на глобалния и общеевропейски консенсус за дълбоко геоложко хранилище, се приема, че това е най-подходящият вариант за трайно гарантирана безопасност при изолирането на високоактивни и дългоживеещи радиоактивни отпадъци. □ Отчитайки геоложките и климатичните условия на страната, законодателството, обществените настроения, финансовите възможности и обема високоактивни радиоактивни отпадъци, включително високоактивни ИЙЛ, се приема за целесъобразно участието на страната в проекти на регионални и международни инициативи. Посочено е, че търсенето на международни решения не трябва да застрашава текущата национална програма.

## **РАЗДЕЛ Н: БЕЗОПАСНОСТ ПРИ УПРАВЛЕНИЕ НА РАДИОАКТИВНИ ОТПАДЪЦИ**

### **Член 11. Общи изисквания по безопасност**

*“Всяка договаряща се страна приема съответните мерки, с цел да гарантира, че на всички етапи на управление на радиоактивните отпадъци отделните лица, обществото и околната среда са адекватно защитени от радиологичен и други рискове.*

*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 предишните национални доклади**

В досегашните национални доклади са представени основните нормативни актове - ЗБИЯЕ, ЗЗ и ЗООС, както и подзаконовите актове за прилагането им, за осигуряване защита на отделните лица, обществото и околната среда от радиологичен и други рискове. **Коментирани са и основните промени в тях, приети и във връзка с по-прецизното регламентиране на изискванията на чл. 11 на Конвенцията.**

Контрол за съответствие със законовите изисквания в областта на ЯБ и РЗ се осъществява от компетентните държавни органи - АЯР, МЗ (Държавен здравен контрол за спазване на изискванията за защита на лицата от въздействието на йонизиращи лъчения, осъществяван от РИОКОЗ и НЦРРЗ) и МОСВ в рамките на лицензионния процес.

С новата *Наредба за безопасност при управление на РАО* са детайлизирани изискванията по безопасност, включително основните задължения на лицензианта.

### **Осигуряване на подкритичност и отвеждане на остатъчното топлоотделяне**

Чл. 37 от *Наредбата за безопасност при управление на РАО* изисква, когато това е необходимо, проектът на съоръжение за погребване на РАО да съдържа технически решения за поддържане на подкритичност и осигуряване на отвеждане на остатъчното топлоотделяне.

Както съществуващите, така и предложените досега в Република България съоръжения и дейности по обработване на РАО не изискват специални мерки за осигуряване на подкритичност и отвеждане на остатъчното топлоотделяне. Това е обосновано в съответните отчети по безопасност и е оценено при провеждането на лицензионния процес, като

включително се контролира и посредством разрешителния режим при внедряването на важни за безопасността модификации в проекта на ЯС. В случаите, когато РАО представляват дялащ се материал, е приложимо и националното законодателство за ОГ.

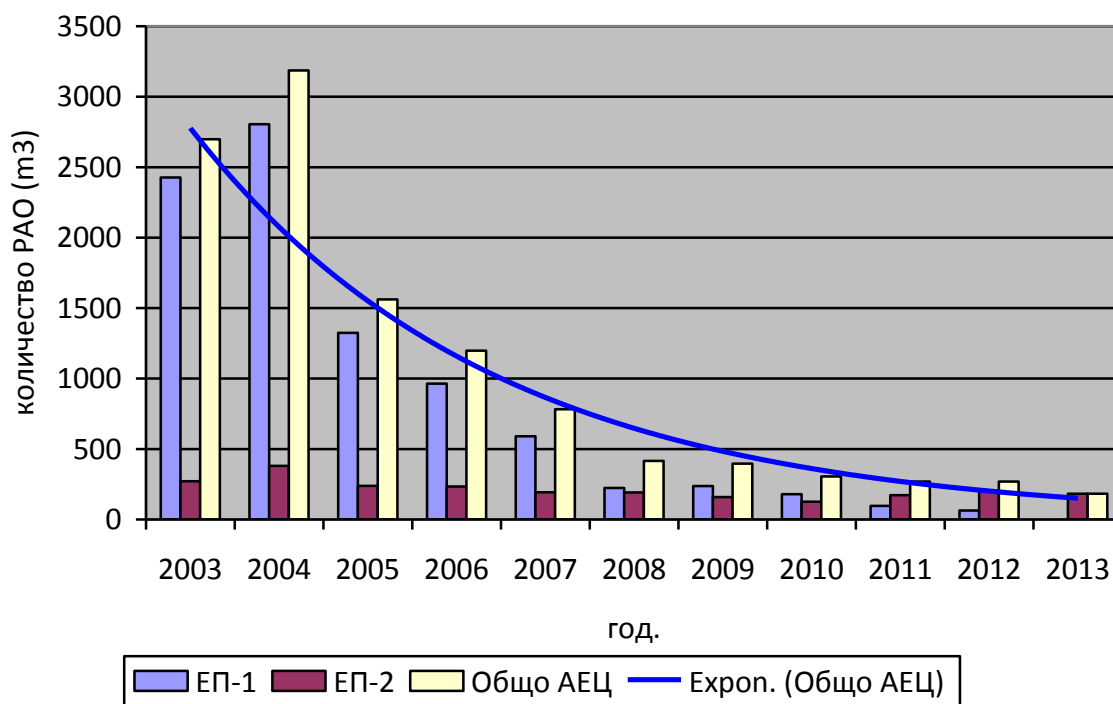
### Минимизиране на РАО

Изискването за минимизиране на генерираните РАО от разрешените практики е залегнало в *ЗБИЯЕ* и е детайлизирано в чл. 5(1), чл. 10 и чл. 11 на *Наредбата за безопасност при управление на РАО*. С приоритет пред мерките за намаляване на обема и активността на РАО при тяхното последващо управление е ограничаването на генерирането на РАО при източника на тяхното образуване като:

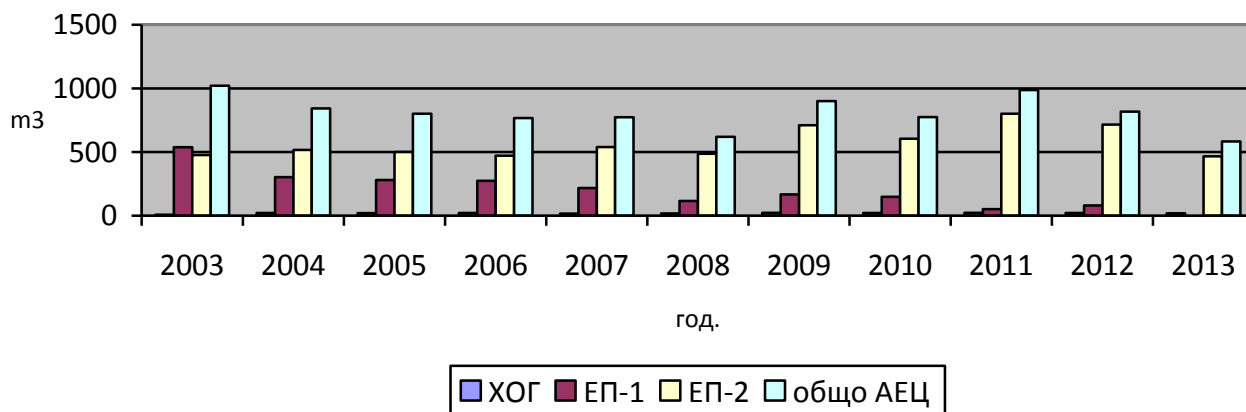
- изискванията за минимизиране на РАО трябва да се отчитат на етап проектиране, строителство, експлоатация и извеждане от експлоатация на ядреното съоръжение;
- съответствието на практиката на операторите на ЯС с нормативните изисквания се установява от регулиращия орган посредством механизмите на превантивния, текущ и последващ контрол в лицензионния процес.

Показател за прилагането на изискванията за минимизиране на РАО са данните за периода 2003 – 2013г., представени в табличен вид по-долу. Те очертават достигане на устойчиво приемливо ниво на количеството РАО, генерирани при експлоатацията на АЕЦ Козлодуй.

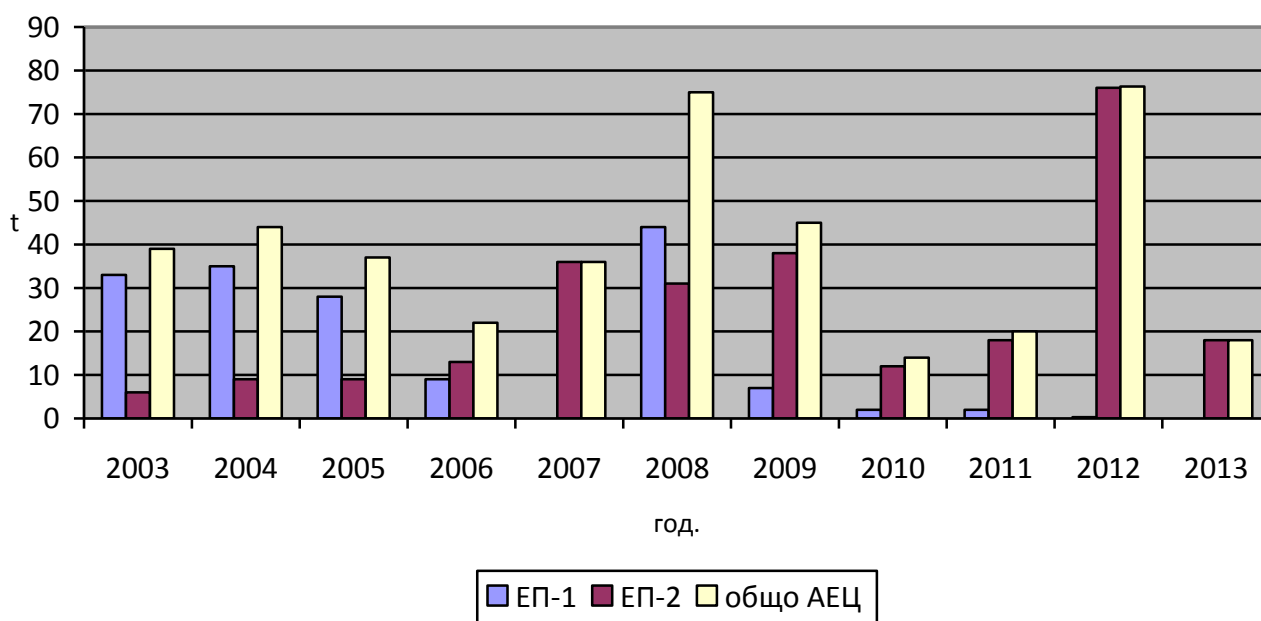
Генерирани течни РАО в АЕЦ "Козлодуй"



### Генерирани пресуеми РАО в АЕЦ "Козлодуй"



### Генерирани непресуеми твърди РАО



След окончателното спиране на 1÷4 блок е намаляло драстично генерирането на течни РАО. При експлоатацията на 5 и 6 блок е провеждана систематично политика на намаляване генерирането на течни РАО. Като цяло се е запазила тенденцията на намаляването на течните РАО, генерирани в АЕЦ „Козлодуй“.

В резултат на прилаганите мерки за минимизиране на текущо генерираните РАО, капацитетът на съществуващите съоръжения за обработване на РАО е достатъчен за своевременното им обработване заедно с историческите РАО. В периода 2011-2013 г. количеството на обработените РАО устойчиво превишава в значима степен количествата генерирани от АЕЦ „Козлодуй“ РАО. В резултат на това намаляват количествата РАО, съхранявани в необработен вид на площадката на АЕЦ „Козлодуй“.

Заедно с ограничаване генерирането на РАО се отделя необходимото внимание и на изискванията за минимизиране на количествата РАО за погребване, посредством прилагане на подходящи методи за обработване и кондициониране и прилагане на концепцията за освобождаване от регулиращ контрол. В СП „РАО-Козлодуй“ се прилагат практики за минимизиране на обема РАО, подлежащи на погребване, чрез редуциране на обема на пресуемите РАО. Внедрена е процедура за освобождаване от регулиращ контрол (безусловно и условно за рециклиране) на дезактивирани метални РАО. Процедури за освобождаване от регулиране се разработват за целите на освобождаване на материали от извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения.

### **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 операторите на ядрените съоръжения, съгласно чл. 5, ал. 1, т. 11 на *Наредбата за безопасност при управление на РАО*. Изисква се дейностите по управлението на РАО да бъдат извършвани така, че да улесняват бъдещите етапи от управлението на тези РАО. Прилаганите методи за обработване на РАО трябва да гарантират съответствие с критериите за приемане за съхраняване и/или погребване.

Наредбата задължава лицата, генериращи РАО, да разработват и представят обхватни програми за управление на всички генерирани РАО, включваща:

- налични и прогнозни източници, потоци, количества и характеристики на РАО;
- избрания вариант за управление на всеки поток РАО, включително срокове и дейности по обработване, съхранение и погребване или освобождаване от регулиращ контрол;
- демонстриране на съответствие с националната стратегия за управление на РАО и с основните изисквания към управлението на РАО, произтичащи от ЗБИЯЕ (и наредбите по неговото прилагане);
- описание на използвания подход за осигуряване на безопасността при управление на РАО;
- административната организация и инфраструктурата за изпълнение на програмата;
- необходими за изпълнение на програмата финансови ресурси и източници на финансиране и оценка на риска.

По своя характер и предназначение програмата е практически подход за прилагане на принципите за оптимизация и обосноваване (justification) на дейностите по управление на РАО.

В случаите, в които управлението на РАО се осъществява от повече от едно лице, програмата се съгласува между различните оператори.

От 2005 год. насам АЕЦ „Козлодуй“ поддържа такива съгласувани с ДП „РАО“ програми и ги представя за преглед от АЯР при внасяне на промени.

Изискванията към процеса на физическото предаване на РАО между оператори на различни ядрени съоръжения са регламентирани с *Наредбата за условията и реда за предаване на РАО на ДП РАО*, част от създадения механизъм за отчитане на взаимовръзките между отделните етапи в управлението на РАО.

В Република България понастоящем не съществува съоръжение за погребване. Проектът на НХРАО предвижда приемане за погребване на складираните опаковки с кондиционирани РАО от площадката на АЕЦ Козлодуй.

## **Защита на отделните лица, обществото, околната среда и бъдещите поколения**

Подробна информация за прилагането в националното законодателство на общоприетите принципи за ограничаване на дозите на облъчване, на обосноваване (justification) на практиките и оптимизиране на дейностите, с цел защита на персонала и населението, е представена в Раздел F от настоящия доклад (чл. 24 от Конвенцията).

Приетите в българското законодателство ограничения на дозите за бъдещите поколения, които биха били причинени от погребването на РАО, не са по-либерални от действащите понастоящем дозови ограничения за населението. Конкретните стойности, както и прилаганите подходи за ограничаване на дозите, са дискутирани в раздел F от настоящия доклад.

## **Избягване на непосилното бреме върху бъдещите поколения**

Българското законодателство е базирано върху принципа на избягване налагането на необосновани бъдещи задължения върху бъдещото поколение. В *Наредбата за безопасност при управление на РАО* този принцип е развит в посока за своевременно преработване на РАО до привеждането им в безопасна форма в дългосрочен план, както и за навременното погребване на преработените отпадъци. Наредбата също така съдържа изисквания за контрол след затваряне на съоръженията и мониторинг, в съответствие с резултатите от направените оценки. В приетата през 2011 г. *Стратегия за управление на ОГ и РАО* планове за изграждане на национално хранилище за погребване на ниско и средно активни РАО и избор на вариант за погребване на високоактивни и дългоживеещи РАО са приложение на принципа за защита и необременяване на бъдещите поколения.

По-подробна информация за планираните дейности по избор на площадка за национално хранилище за ниско и средно активни РАО се съдържа в доклада по чл. 13 и по раздел K от Конвенцията, а за другите планирани мерки – в доклада по раздел K.

Развитие са претърпели в последните години и схващанията за процеса на извеждане от експлоатация на ЯС. В актуализираната стратегия за извеждане от експлоатация на 1-4 блок на АЕЦ Козлодуй е възприета концепцията за незабавен демонтаж. Осигуряването на необходимите финансови средства за управление на РАО, включително тези от ИЕ, не е оставено на бъдещите поколения. С *Наредбата за реда за установяване, събиране, разходване и контрол на средствата и за размера на дължимите вноски във фонд „Радиоактивни отпадъци“* и *Наредба за реда за установяване, събиране, разходване и контрол на средствата и за размера на дължимите вноски във фонд "Извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения"* е регламентирано набирането, разходването и ефективна система за контрол на необходимите ресурси.

## **Биологически, химически и други рискове**

Биологическите, химически и други рискове са предмет на националното законодателство в областта на здравеопазването и на опазването на околната среда. По своята същност управлението на РАО от АЕЦ „Козлодуй“ не е свързано с прекомерен риск от друго естество, освен радиационния. Въпреки това АЯР следи в хода на лицензионния процес да бъде стриктно спазвано приложимото законодателство в тези области. Оценката на тези рискове е обект на ОВОС, който се изисква съгласно *Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия* за основните етапи от жизнения цикъл на всяко ядрено съоръжение.

В случаите на институционални РАО, генерирани в медицината и научните изследвания, конвенционалните опасности се отчитат в конкретно разработени процедури за управление на РАО, като се спазват изискванията на приложимите нормативни актове.

## **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.”*

### **Кратък преглед на информацията, представена в рамките на предишните национални доклади**

Представени са съществуващите съоръжения към датата на влизане в сила на Конвенцията.

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

Отбелязано е, че резултатите от оценката на безопасността на съоръженията за управление на РАО, експлоатирани от АЕЦ „Козлодуй“, СП „РАО-Козлодуй“ и СП „ПХРАО – Нови хан“ на ДП „РАО“, демонстрират защитата на персонала и населението в нормални и аварийни условия.

Представена е подробна информация за РАО от предишни практики - отпадъците от закритата уранодобивна и уранопереработвателна промишленост и съхраняваните отработени закрити източници от другите ядрени приложения.

### **Съществуващи съоръжения**

Процесът на преглед на ОАБ е структуриран в рамките на регулиращия орган и може да включва и външни експертизи.

#### ***Съоръжения на АЕЦ „Козлодуй“***

АЕЦ „Козлодуй“ разполага с изградените по проекта на централата съоръжения за обработване и съхраняване на РАО. Експлоатацията на тези съоръжения се разглежда като част от експлоатацията на АЕЦ и е предмет на единен лицензионен режим. Преглед на безопасността на съоръженията за обработване и съхраняване на РАО се извършва в рамките на периодичните прегледи на безопасността на АЕЦ.

За периода от 2011 г. до началото на 2013 г. са извършени актуализации на ОАБ на блокове 5 и 6, свързани с изменения на КСК, важни за безопасността, нови анализи на преходни и аварийни режими и изискванията по отношение на описанията и обосновката на проектните основи.

#### ***Съоръжения на ДП „РАО“***

Периодични прегледи на безопасността са извършвани за ядрените съоръжения за управление на РАО, експлоатирани чрез СП „РАО – Козлодуй“, СП „ПХРАО – Нови хан“, както и за 1 и 2 бл. на АЕЦ Козлодуй като съоръжения за управления на РАО, експлоатирани чрез СП „ИЕ-Козлодуй“.



След обявяването на 1 - 4 блок на АЕЦ „Козлодуй“ за съоръжения за управление на РАО, определеният за техен оператор ДП РАО ръководи проекта за разработването на ОАБ за извеждането им от експлоатация.

Разработен е ОАБ за предстоящия етап на извеждането от експлоатация на 1 и 2 блок на АЕЦ „Козлодуй“. Извършва се преглед на редакция 2 на документа.

Извършена е и оценка на безопасността на отделни обекти в тези ядрени съоръжения, включително Оценка на безопасността на хранилището за ниско активни замърсени земни маси към СП „РАО – Козлодуй“.

Във всички оценки са прилагани общоприети аналитични подходи, включващи анализ на възможните събития (вътрешни и външни), на базата на детайлни анализи са отсявани вероятните събития и са генерирани възможните сценарии в оценките.

Резултатите от оценките доказват, че е гарантирана защитата на персонала и населението в нормални и аварийни условия, а приносът на съоръженията в облъчването на населението е пренебрежимо малък.

Актуализираните отчети за анализ на безопасността са представени за преглед от АЯР в рамките на производството за подновяване и издаване на съответните лицензии.

През 2011 г. е подновена лицензията за експлоатация на СП ПХРАО – Нови хан за срок от 8 години.

През 2012 г. в Агенцията за ядрено регулиране са подадени заявления от ДП „РАО“ за издаване на лицензии за извеждане от експлоатация на 1 и 2 блок на АЕЦ „Козлодуй“. През 2013 г. в АЯР са постъпили допълнителни документи към подаденото заявление въз основа на направени бележки на АЯР по внесените документи. Предстои издаване на лицензии за ИЕ на 1 и 2 блок.

През 2013 г. АЯР издава лицензии за експлоатация на 3 и 4 блок на АЕЦ „Козлодуй“ за период от 5 години като съоръжения за управление на РАО, подлежащи на извеждане от експлоатация.

В резултат на извършения регулиращ преглед на документите са формулирани преходни условия на лицензиите, налагащи задължителни за изпълнение организационни и технически мерки със съответните срокове. Така се гарантира непрекъсваемост на процеса на постоянни подобрения на безопасността на ядрените съоръжения.

### **Предишни практики**

В съответствие с изискванията на *Наредбата за условията и реда за предаване на РАО на ДП РАО*, се изпълняват мерки за приемане на РАО от предишни практики, предимно отработени закрити източници без собственик и от предприятия в несъстоятелност. [Допълнителна информация е представена в Раздел J от този доклад.](#)

### ***РАО от закрития уранодобив***

Премахването на последиците от добива и преработката на уранова суровина на територията на Република България се осъществява в съответствие с Постановление на Министерския съвет № 74 от 27.03.1998, изменено и допълнено през 2007 г. с включени мерки за ограничаване въздействието върху околната среда за разширен брой обекти на уранодобива. В съответствие с изготвената програма от МОСВ, в обхвата на дейностите влизат ликвидационни и рекултивационни работи, както и извършване на мониторинг. Мерките, които произтичат от ПМС № 74/98 г. за премахване на последиците от добива и преработката на уранова суровина, в по-голямата си част са изпълнени. Нерешен остава проблемът с



рекултивацията и консервацията на хвостохранилище „Бухово“ и замърсените с уран терени в района, известни като „Разлив Яна“. В така наречената вилна зона на гр. Сливен замърсени райони от насипищата са застроени и не може да започне изпълнението на проекта за рекултивация на табаните в района.

Пречистване на замърсени с уран руднични води се извършва на обектите „Чора“, „Бялата вода“ и „Искра“. Предвид изготвените оценки на риска и решението на Консултативния съвет към МИЕТ, не се предвижда изграждане на нови пречиствателни съоръжения на други обекти.

По-подробна информация за предишни практики е представена в приложения L-3 и L-4 от този доклад.

### **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 предишните национални доклади**

В предишните национални доклади 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. Докладите съдържат информация за законовите изисквания за предоставяне на информация на обществеността и консултиране на потенциално засегнатите съседни страни. Специално внимание е обърнато на изискванията към площадки на съоръжения за погребване на РАО, регламентирани в *Наредба за безопасност при управление на РАО*. Посочени са и дефинираните в същата наредба четири основни фази при избор на площадка, както и изискваната от регулатора необходима документация.

### **Оценка на площадката на предложено 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 доклада по чл. 6 от ЕК. За одобряване на площадката от АЯР е необходимо представянето на предварителен отчет за

оценка на безопасността, отчитащ 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.

Съгласно *Наредба за безопасност при управление на РАО* изборът на площадка на съоръжение за обработване и съхраняване на РАО се извършва въз основа на оценка за:

- влиянието на факторите с техногенен и природен произход върху безопасността на съоръжението;
- въздействието на съоръжението върху околната среда;
- радиационното влияние на съоръжението върху населението;
- 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 в съоръжението.

При избор на площадка на съоръжение за погребване се извършва оценка на безопасността на съоръжението, насочена към оценка на способността на площадката да гарантира целостта на защитните бариери за максимално дълъг период от време и доказване на способността на площадката, в комбинация с избраната концепция за погребване, да осигури защитата на населението при спазване на дозовите лимити и ограничения за населението.

#### **Избор на площадка на предложено съоръжение - НХРАО**

Процесът на избор на площадка за НХРАО приключи през 2012г. Той е изпълнен в съответствие с изискванията на нормативните документи и условията на издадените от Председателя на АЯР разрешения за определяне местоположението на ядреното съоръжение.

През 2013г. е подадено искане за издаване на заповед за одобряване на избраната площадка. В резултат от прегледа и оценката на документите е установена необходимостта от допълване и редактиране на Предварителния отчет за анализ на безопасността.

Тъй като решението на Министъра на околната среда и водите за одобряване на ОВОС на НХРАО е атакувано в съда и е отменено от Върховния административен съд, през 2014 г. е изготвено актуализирано задание за определяне на обхвата и съдържанието на доклада за ОВОС на НХРАО и процедурата е започната от начало.

#### **Достъп до информация за безопасността и консултиране на договарящи страни в съседство с такова съоръжение**

Достъпът до информация за безопасността на предложени съоръжения за управление на РАО се гарантира основно чрез прилагането на разпоредбите на ЗООС за осъществяването на задължителна процедура по ОВОС на такова инвестиционно намерение.

Разработен е Доклад за оценка на въздействието върху околната среда на инвестиционното предложение за изграждане на НХРАО на базата на утвърдено от МОСВ задание за определяне на обхвата и съдържанието на ОВОС.

Проведени са обществени обсъждания на Доклада за ОВОС в селищата от региона.

В съответствие с изискванията на Конвенцията за ОВОС в трансграничен контекст, Република Румъния е нотифицирана с информацията по чл. 3 на същата Конвенция, изпратени са Заданието за определяне на обхвата и съдържанието на ОВОС, Доклада за оценка на въздействието върху околната среда на инвестиционното намерение за изграждане на НХРАО и приложенията към него и е проведено обществено обсъждане на Доклада по ОВОС.

Допълваща информация във връзка с избора на площадка за НХРАО е представена в доклада по раздел К.

#### **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.”*

#### **Ограничаване на възможните радиологични въздействия при разработването на проекта и изграждането на съоръжение за управление на радиоактивни отпадъци**

Основните дозови предели и дозовите ограничения, на които трябва да отговаря проектът, са регламентирани в *Наредбата за ОНРЗ*. Наборът от по-детайлни технически изисквания, както и критериите за степента на оптимизиране на радиационната защита при проектирането на ЯС, са регламентирани основно в *Наредбата за безопасност при управление на РАО*.

Контролът за прилагането на тези изисквания в законодателството е регламентиран действен механизъм. Проектирането и изграждането като етапи от жизнения цикъл на ЯС са предмет на разрешителния режим и съгласно ЗБИЯЕ и *Наредба за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия* на най-ранен етап е необходимо представяне на доказателства за съответствие на проекта с всички приложими изисквания по безопасност. Процедурата по издаване на разрешение за проектиране и одобряване на техническия проект изисква от лицензианта представянето на Междинен отчет за оценка на безопасността (МОАБ), който подлежи на преглед от АЯР и трябва да съдържа цялата необходима информация, за да бъде потвърдено, че възможните радиологични въздействия са ограничени до регламентираните приемливи нива. Изисква се и представянето на резултатите от независима проверка (верификация) на анализа на безопасността.

#### **Мерки за извеждане от експлоатация и затваряне при разработването на проекта на ЯС**

На всички етапи, включително и проектиране, от жизнения цикъл на съоръжение за обработване и съоръжение за съхраняване на РАО, лицензиантът планира и прилага мерки, улесняващи извеждането от експлоатация.

*ЗБИЯЕ* и *Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия* изискват за одобряване на техническия проект Междинният отчет за оценка на безопасността (МОАБ) да включва и раздел „Извеждане от експлоатация” за ядрени съоръжения, които се извеждат от експлоатация, обосноваващ концепция за извеждане

от експлоатация, пригодността за извършване на дезактивационните и демонтажните работи и възможностите за освобождаване от регулиране.

В случай на съоръжение за погребване Междинният отчет за оценка на безопасността (МОАБ) трябва да включва раздел "Анализ на безопасността след затваряне" за оценка на дълговременната стабилност на съоръжението и на радиационното облъчване на населението при нормална еволюция и при нарушаване на защитните бариери, включително човешка дейност на площадката.

### **Проектирани и изградени съоръжения**

През 2011 г. председателят на АЯР издаде разрешение на АЕЦ Козлодуй за проектиране на съоръжение за обработване на РАО – Инсталация за плазмено изгаряне.

През 2012 г., в съответствие с чл. 38 на *Наредбата за реда за издаване на лицензи и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия* на ДП "РАО" е издадено разрешение за проектиране на НХРАО.

В началото на 2014 год. в АЯР са представени нови редакции на Техническия проект и Междинна оценка на безопасността. При регулаторния преглед на документите АЯР е подпомагана от RISKAUDIT в рамките на проект, финансиран от ЕБВР.

### **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 предишните национални доклади**

При първия преглед на изпълнението на задълженията на Република България по Конвенцията са изявени съществуващи недостатъци, които са адресирани и във Втория Национален доклад са представени основните положения в тази област съгласно новоприетата тогава *Наредба за безопасност при управление на РАО*. В нея са регламентирани изискванията относно критериите за безопасност на съоръженията за управление на РАО, съответствието с които е обект на доказване посредством оценките на безопасността. Регламентирани са типовете оценки по безопасност, изисквани на различните етапи от жизнения цикъл на съоръжението. Съответните изисквания и критерии са определени и за съоръжения за погребване на РАО след затваряне.

Представени са изискванията на ЗООС за извършване на ОВОС.

### **Промени в законодателната основа**

През 2013 год. с новата *Наредба за безопасност при управление на РАО* е постигнато по-нататъшно детайлизиране и прецизиране на изискванията във връзка с оценката на безопасността на ядрени съоръжения.

Оценката на безопасността трябва да включва систематичен анализ на всички радиационни опасности за доказване на способността на съоръжението и на изградената система за управление да осигуряват безопасността при нормалната експлоатация на съоръжението или изпълнението на дейността, както и при възникване на очаквани експлоатационни събития и проектни аварии.

Обхватът на оценката на безопасността се определя с прилагане на степенуван подход в зависимост от степента на радиационния риск, който съоръжението или дейността могат да предизвикат.

При прилагане на степенувания подход се отчитат наличният инвентар на РАО и възможните радиоактивни изхвърляния в околната среда при всички експлоатационни състояния и аварийни условия, включително за събития с много ниска честота на поява, но със значителни радиационни последици, сложността на съоръжението и извършваните дейности, а също доколко използваните технологии и съоръжения са доказани в практиката.

Оценката на безопасността трябва да обхваща всички етапи от жизнения цикъл на съоръжението или дейността и да включва както съоръжението, така и наличните в съоръжението РАО и техните характеристики и опаковки.

#### **Мерки за извършване на оценки на безопасността преди изграждането и преди експлоатацията на съоръжения за управление на РАО**

Нормативно определените критерии за безопасност на съоръженията за управление на РАО са коментирани в доклада по чл. 24 и чл. 11 iv.

В законодателството е регламентиран механизмът за контрол за прилагането на тези изисквания. В *Наредбата за реда за издаване на лицензи и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия* са определени и изискванията към етапите, на които трябва да се разработва и актуализира оценката на безопасността.

Преди изграждането на съоръжения за управление на РАО изготвянето на оценки на безопасността се изисква за всеки от етапите избор на площадка и проектиране. За одобряване на площадката на регулиращия орган трябва да бъде представен предварителен отчет за анализ на безопасността. Етапът на проектиране приключва с одобряване от страна на АЯР на техническия проект. Той може да бъде одобрен единствено на базата на междинен отчет. Тези изисквания се отнасят както за съоръжение за обработване и за съхраняване на РАО, така и за съоръжение за погребване.

Съгласно чл. 60 на *Наредба за безопасност при управление на РАО*, оценката на безопасността на съоръжение за погребване на РАО трябва да обхваща период от време, достатъчен за достигане на максималната прогнозна доза на облъчване за населението. Използваните модели за оценка на безопасността трябва да са верифицирани и оценени за постигане на увереност в тяхната приложимост за оценявания период от време. Тя трябва да определи и обоснове мерките за ограничаване разпространението на радионуклиди в околната среда в случай на човешка дейност след затваряне на съоръжението за погребване, както и да отчита и събития с малка вероятност и човешка дейност, които могат да се отразят върху функционирането на съоръжението.

Преди експлоатацията на ЯС оценката на безопасността на ядреното съоръжение се актуализира по резултатите, получени в процеса на въвеждането му в експлоатация. Окончателният отчет за оценка на безопасността трябва да бъде представен за преглед пред регулиращия орган със заявлението за издаване на лицензия за експлоатация.

Изискванията към структурата и съдържанието на отчетите за оценка на безопасността са определени в *Наредбата за реда за издаване на лицензи и разрешения за безопасно използване*

на ядрената енергия. Детайлно е специфицирана необходимата информация, от която да се прецени дали възможните радиологични въздействия са в регламентираните лимити и дали са оптимизирани на приемливи нива.

### **Оценки на безопасността на съоръжения за управление на РАО**

През периода 2011-2014 г. е извършена оценка на безопасността на ядрени съоръжения на ДП „РАО”.

Във връзка с подновяване на Лицензията за експлоатация на СП „РАО-Козлодуй” е извършен преглед и актуализация на Отчета за анализ на безопасността на ядреното съоръжение за управление на РАО. През 2014 г. В изпълнение на лицензионно условие е изготвен и предоставен в АЯР Отчет за анализ на безопасността на обект ХЗЗМ.

Резултатите от оценките доказват, че е гарантирана защитата на персонала и населението в нормални и аварийни условия, а приносът на съоръженията в облъчването на населението е пренебрежимо малък. Отчетите за анализ на безопасността са представени за преглед от АЯР в рамките на производството за подновяване и издаване на съответните лицензии за експлоатация и разрешения.

### **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 предишните доклади**

Представени са промените в националното законодателство, направени във връзка с разпоредбите по чл. 16 на Конвенцията.

Изискванията за безопасност при експлоатация на съоръженията за управление на РАО са определени в ЗБИЯЕ и основно в *Наредбата за безопасност при управление на РАО*. Някои от изискванията са общи за всички ЯС, други са специфични за съоръженията за управление на РАО.

### **Лицензия за експлоатация на съоръжения за управление на РАО**

Съоръженията за управление на РАО подлежат на общия лицензионен режим в Република България за експлоатация на ядрено съоръжение съгласно *Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия*. Издаването на лицензия за експлоатация и необходимите условия за това са дискутирани по-детайлно в настоящия доклад по чл. 9.

Основният документ, на базата на който се издава лицензията за експлоатация, е отчетът за анализ на безопасността, в който са отчетени резултатите от въвеждането на ядреното съоръжение в експлоатация. За преглед се представят и отчетните документи от изпълнението на Програмата за въвеждане в експлоатация и от изпълнението на условията по издадените разрешения. Съоръжението за управление на РАО се въвежда в експлоатация в съответствие с програмата на лицензианта, определяща дейностите за верификация на съответствието на изградените КСК с техните проектни изисквания. Програмата трябва да включва изпитвания с имитатори на РАО и с реални РАО. Изпълнението на условията на разрешението за въвеждане в експлоатация се установява от комисия от инспектори на АЯР, определена със заповед на Председателя на АЯР, която проверява представените от заявителя документи и извършва проверка на място.

Освен това за издаване на лицензия за експлоатация на съоръжение за управление на РАО е необходимо да бъдат представени критерии за приемане на РАО в съоръжението.

За издаване на лицензия за експлоатация на съоръжение за погребване на РАО се изисква и план за затваряне на съоръжението и за контрол след затварянето. В този случай отчетът за оценка на безопасността трябва да включва оценки на безопасността на съоръжението, както за периода на експлоатация, така и след затваряне.

Лицензия за експлоатация се издава за срок максимум 10 г. За подновяване на лицензията за експлоатация към заявлението се прилага и актуализиран отчет за оценка на безопасността на ядреното съоръжение, в който са отчетени действащите нормативни изисквания, действителното състояние на ядреното съоръжение и предвидения експлоатационен срок.

През 2013г. от АЯР са издадени лицензии за експлоатация на 3 и на 4 блок на АЕЦ Козлодуй като съоръжения за управление на РАО, след като през 2012г. тези блокове са обявени с решение на МС на Република България за съоръжения за управление на РАО.

### **Пределни и условия за експлоатация**

Съгласно чл. 41 на *Наредбата за безопасност при управление на РАО*, експлоатацията на съоръжението трябва да се осъществява в съответствие с предели и условия за експлоатация. Пределите и условията за експлоатация трябва да са определени и обосновани на базата на проекта, анализите на безопасността и изпитванията при въвеждане в експлоатация и периодично и при необходимост да се преразглеждат за отразяване на експлоатационния опит, извършените изменения в КСК, важни за безопасността, новите анализи на безопасността и развитието на науката и технологиите. Лицензиантът може да установи и административни

контролни нива, които да са под експлоатационните предели и които да се използват като целеви стойности за подобряване на експлоатацията.

*Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия* изисква със заявлението за издаване на разрешение за въвеждане на ядреното съоръжение в експлоатация, в АЯР да бъдат представени предели и условия за експлоатация, включително:

- предели за безопасност;
- стойности на параметрите за задействане на системите за безопасност;
- експлоатационни предели и условия;
- изпитвания, проверки, надзор и оперативен контрол на системите, важни за безопасността;
- действия на персонала при отклонения от нормалната експлоатация.

Пределите и условията за експлоатация са неразделна част от основния експлоатационен документ - технологичния регламент за експлоатация на ядреното съоръжение, който съдържа освен това и правилата за безопасна експлоатация и общия ред за изпълнение на технологичните операции, свързани с безопасността.

Всяко изменение на технологичния регламент, респективно на пределите и условията за експлоатация, подлежи на разрешителен режим.

### **Съответствие с установените експлоатационни процедури**

Изискванията за наличие на процедури за експлоатация, техническа поддръжка, мониторинг и други са нормативно определени.

Съгласно чл. 42 на *Наредбата за безопасност при управление на РАО*, при експлоатацията на съоръжение за управление на РАО трябва да се осигури провеждане на диагностика, техническо обслужване, ремонт, изпитвания и надзор на КСК, важни за безопасността, в съответствие с графици, ремонтни и надзорни процедури и инструкции за осигуряване на проектните показатели за надеждност и работоспособност, както и прилагане на коригиращи мерки за отстраняване на несъответствията на обработените РАО или на съхраняваните опаковки с техническите спецификации.

Съответствието с нормативните изисквания и адекватността на процедурите се проверява в рамките на лицензионния процес както при издаването на лицензии и разрешения, така и при текущия контрол по изпълнението на условията на издадените лицензии и разрешения.

Прилагането на процедурите е предмет и на тематични проверки съгласно годишен инспекционен план на регулиращия орган, както и на последващия контрол върху изпълнението на дадените препоръки и предписания.

### **Инженерна и техническа поддръжка**

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.

Съгласно чл. 39 на *Наредбата за безопасност при управление на РАО*, при експлоатацията на съоръжението лицензиантът трябва да осигури и инженерна поддръжка на дейностите с цел анализ на поведението на КСК, важни за безопасността, обосноваване на предлаганите изменения в проекта и експлоатационната документация, анализ на



експлоатационния опит и експлоатационните събития, както и ефективността на системата за управление на РАО.

Лицензия се издава на юридическо лице, което притежава финансови и технически ресурси и достатъчно квалифициран и правоспособен персонал със съответното ниво на образование и подготовка за всички дейности по лицензията.

### **Характеризиране и сортиране на отпадъците**

Изискванията са регламентирани в *Наредбата за безопасност при управление на РАО*, като съгласно чл. 42, при експлоатацията на съоръжение за управление на РАО трябва да се осигурят входящ контрол на постъпващите за обработване или съхраняване РАО за установяване на съответствието им с критериите за приемане, включително изпитвания и контрол на преработените РАО (или опаковките РАО) преди тяхното съхраняване.

От лицензиантите са разработени и се прилагат процедури за характеризирание и сортиране на отпадъците, които отчитат особеностите на технологичния процес и взаимовръзките между различните етапи от генерирането и управлението на РАО.

Процедурите за характеризирание на РАО от АЕЦ „Козлодуй“ са насочени към определяне на характеристиките им с оглед възможностите за последващото им сортиране, преработване и кондициониране, както и за целите на радиационната защита на персонала при тяхното манипулиране. Освобождаването на материали от регулиране също е важен аспект, на който операторите обръщат все по-голямо внимание.

Проведени са широкообхватни изследвания за охарактеризиране на течните РАО от АЕЦ „Козлодуй“ в аспект определяне на трудноизмеряемите радионуклиди, важни за дългосрочната безопасност. Аналогично изследване за твърдите експлоатационни и исторически РАО приключи през 2012 год.

Продължават дейностите за охарактеризиране на отработени йонообменни смоли от блокове 1 – 4 на АЕЦ „Козлодуй“. Информация във връзка с проектите за охарактеризиране на РАО и радиологично обследване на обектите на 1-4 бл. на АЕЦ „Козлодуй“ е представена в раздел К на този доклад.

### **Докладване на събития, анализ на експлоатационния опит**

Съобразно чл. 19 на *ЗБИЯЕ* във всички издадени лицензии за експлоатация на ЯС са 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*. В периода след четвъртия национален доклад в съоръженията за управление на РАО е регистрирано едно експлоатационно събитие в СП „РАО-Козлодуй“, което подлежи на докладване съгласно критериите на наредбата.

Съгласно чл. 42 на *Наредбата за безопасност при управление на РАО*, при експлоатацията на съоръжение за управление на РАО трябва да се прави анализ на значимите за безопасността експлоатационни събития, да се докладват на АЯР и да се прилагат коригиращи мерки за предотвратяване повторемостта на експлоатационните събития, както и да се прилага програма за обратна връзка от експлоатационния опит с цел документирание, класифициране, анализиране и архивирание на технологични и радиационни параметри, откази на КСК, експлоатационни събития и показатели за безопасност.

Средство за преглед и анализ на собствения експлоатационен опит е системата от показатели по безопасност, разработвана от оператора на всяко ЯС като условие по издаването

лицензии за експлоатация. Резултатите от прегледа на състоянието и тенденциите се представят периодично пред регулиращия орган.

### **План за извеждане от експлоатация / затваряне на съоръжение**

В съответствие с Наредбата за извеждане от експлоатация на ЯС и на *Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия* се изисква периодична актуализация на плана за извеждане от експлоатация за издаването и преиздаването на лицензия за експлоатация. Едновременно с това се актуализира и оценката на разходите за ИЕ. Актуализираните планове подлежат на преглед от регулиращия орган в рамките на производството по издаване/преиздаване на лицензията за експлоатация.

В случай на съоръжение за погребване на РАО се представя план за затваряне.

При актуализирането на плана за извеждане/затваряне се отчитат актуалните нормативни изисквания и текущото състояние на ядреното съоръжение.

Информация относно степента на развитие на плановете за извеждане от експлоатация на спрени ядрени съоръжения се съдържа в доклада по чл. 26 от Конвенцията.

Изискванията към плана за затваряне (структура и съдържание) са детайлизирани в чл. 43 на *Наредбата за безопасност при управление на РАО*.

### **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 предишните национални доклади**

Изисквания за институционален контрол след затваряне на съоръжения за погребване на РАО са въведени в нормативната база след Първия преглед на изпълнението на задълженията на Република България по Конвенцията.

Във Втория национален доклад са представени нормативните изисквания относно продължителността на институционалния контрол след затваряне на съоръжението – активен и пасивен контрол, като е определен максималният и минимален срок за тяхното провеждане.

### **Съхраняване на информацията**

В *Наредбата за безопасност при управление на РАО* е регламентирано изискването дейностите по затваряне на съоръжения за погребване на РАО да включват актуализиране и архивиране на цялата експлоатационна информация на ядреното съоръжение.

### **Институционален контрол и мерки за намеса**

Съгласно чл. 45 на *Наредбата за безопасност при управление на РАО* отговорностите за осъществяване на контрола след затваряне на съоръжение за погребване на РАО се определят

с решение на Министерския съвет, в което се определят и лицата, отговорни за установяване на необходимостта и за осъществяването на активни възстановителни дейности и коригиращи мерки на площадката на съоръжението за погребване на РАО.

Съгласно чл. 60, ал. 3 на *Наредбата за безопасност при управление на РАО* в случай на непланирани изхвърляния след затваряне на съоръжение за погребване на РАО се спазват нивата за намеса, регламентирани в *Наредба за аварийно планиране и аварийна готовност при ядрена и радиационна авария*.

Осъществяването на активни възстановителни дейности и коригиращи мерки за намеса на площадката по време на активния контрол в случай на установено несъответствие между резултатите от провеждания мониторинг и оценката на безопасността на съоръжението се допуска единствено при доказана чрез оценки и анализи необходимост и ефективност на планираните дейности.

## Раздел I. 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 предишните национални доклади**

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.

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

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

Представени са изискванията на *Наредбата за реда за издаване на лицензи и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия*, свързани с изпълнението на задълженията по този член от конвенцията. Посочено е, че 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.

Посочено е, че изискванията за безопасност при превоз на ОГ са определени в *Наредбата за условията и реда за извършване на превоз на радиоактивни вещества*, която 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 Международен ЖП транспорт (ОСТІ) – тези правила са приложение към конвенцията за международен железопътен транспорт (COTIF);
- Европейско споразумение относно международния превоз на опасни стоки по шосе (ADR);
- Европейско споразумение за международен превоз на опасни товари по вътрешни водни пътища (ADN);
- Техническа инструкция за безопасно транспортиране на опасни стоки по въздуха (ICAO – Technical Instructions);
- Международен морски кодекс за опасни стоки (IMDG Code by IMO).

Посочено е, че през 2010 г. националното законодателство е хармонизирано с изискванията на Директива 2006/117/EURATOM, като е въведено използването на т.нар. “стандартен документ” в съответствие с изискванията на Директивата. Премахнато е изискването на ЗБИЯЕ транзитният превоз на РАО и ОГ да става след решение на Министерския съвет.

### **Промени в нормативната база, свързани с трансграничния превоз на ОГ**

През м. февруари 2014 г. Министерският съвет прие изменения в Наредбата за условията и реда за извършване на превоз на радиоактивни вещества, в които са отразени измененията и допълненията, направени през 2010 г. в ЗБИЯЕ по отношение на превоза на радиоактивни вещества, отразяващи промените в Регламентите и Директивите на Европейската комисия, на ратифицираните от Република България международни спогодби за превоз на опасни товари (в

частта клас 7), както и на документите на Международната агенция за атомна енергия в областта. Въведени са изискванията на Директива 2006/117/Евратом на Съвета от 2006 г. при международен превоз в рамките на Европейския съюз, при внос, износ или транзитен превоз през Европейския съюз на отработено ядрено гориво или радиоактивни отпадъци, както и изискванията на Европейската комисия за установяване на стандартен документ за надзор и контрол на превоза на радиоактивни отпадъци и отработено гориво.

#### **Практика при трансграничен превоз на ОГ**

В периода след представянето на третия национален доклад са издадени съответните разрешения и са извършени трансгранични превози на ОГ както следва:

- 2011 г. – от реактори ВВЕР-440 – 2 бр.
- 2012 г. – от реактори ВВЕР-440 – 3 бр.
- 2013 г. – от реактори ВВЕР-440 – 3 бр.

## **Раздел J: 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 обратен 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.”*

### **Кратък преглед на информацията, представена в рамките на предишните национални доклади**

Посочено е, че дейностите с радиоактивни източници подлежат на разрешителен режим, уреден със ЗБИЯЕ и Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия. Спазват се специфичните изисквания по безопасност на Наредбата за ОНРЗ и на Наредба за радиационна защита при дейности с ИЙЛ.

АЯР поддържа Национален регистър на източниците на йонизиращи лъчения в Република България с данните за всички закрити радиоактивни източници от категория 1 до 5 и за лицензиантите и титулярите на разрешения, които ги съхраняват и използват.

Когато един източник не се използва повече, той се счита за радиоактивен отпадък и съгласно ЗБИЯЕ трябва да бъде предаден от собственика му на ДП „РАО“, което е лицензирано да управлява РАО. За всяко предаване се уведомява АЯР.

В случаите, когато собственикът е неизвестен или лицензиантът е обявен в несъстоятелност, закритият източник става държавна собственост и на основание издадена от Председателя на АЯР заповед се предава на ДП „РАО“.

Представени са предприетите от Република България мерки за откриване на източници с неизвестен собственик и за предотвратяване на нелегалния трансграничния трафик на закрити източници. Голяма част от тези мерки са изпълнявани съвместно с правителството на САЩ и с ЕС.

### **Управление на използвани закрити източници**

Вносът на закрити източници от категория 1, 2 или 3, чийто период на полуразпад е по-голям от 5 години, може да се извършва само при условие, че е осигурено тяхното връщане на съответните производители след прекратяване на използването им.

Съхраняването на отработени закрити източници подлежи на разрешителен режим. За да се мотивират лицензиантите да предават без забавяне на ДП „РАО“ отработените източници за централизирано дългосрочно съхраняване в СП “ПХРАО – Нови хан“, което е лицензирано от АЯР съоръжение за управление на РАО, дължимите държавни такси са намалявани през последните години.

С изграждането на Национално хранилище за ниско и средно активни РАО ще бъде решен въпросът за погребване на голяма част от съхраняваните понастоящем отработени източници.

В периода 2011-2013 г. СП „ПХРАО – Нови хан“ са приети за съхраняване ИЙЛ по видове и с активност, както следва:

ГОДИНА	2011	2012	2013
Сключени договори [бр.]	43	74	49
Приети ПИЙД/ ИЙЛ [бр.]	2 766/3 436	4 031/5 791	2 559/4 467
Приети други ИЙЛ [бр.]	1 220	4 298	1 191
Обща активност [Bq]	2.10 <sup>15</sup>	2.10 <sup>13</sup>	1.10 <sup>15</sup>

Капацитетът на ДП “РАО“ е достатъчен за приемане, обработка и съхранение на отработени източници от промишлеността, науката и медицината.

Предаването на радиоактивни източници, обявени за РАО, се изпълнява в съответствие с *Наредбата за условията и реда за предаване на радиоактивни отпадъци на Държавно предприятие “Радиоактивни отпадъци”*.

Повторно използване на отработени високоактивни източници в Република България се извършва при условията на издадена от АЯР лицензия за използване на даден източник за определена цел, различна от първоначалната цел, за която е произведен и доставен източникът.

В българското законодателство въпросите, свързани с рециклиране, повторно използване, сертифициране и удължаване на срока за безопасна експлоатация на високоактивни източници, все още не са решени цялостно.

#### **Обратен внос на използвани закрити източници**

Българското законодателство не забранява обратен внос на отработилите закрити източници на територията на Република България, ако са били произведени в страната.

Заявления за разрешаване на такъв внос не са постъпвали в АЯР, доколкото понастоящем в Република България не съществуват лицензирани производители на закрити ИЙЛ.



## **Раздел К: Планирани дейности по повишаване на безопасността**

Приетата през 2011 г. *Стратегия за управление на ОГ и на РАО до 2030 г.* е естествено продължение на практически изпълнената предишна национална програма – стратегията от 2004 г., и поставя един по-далечен хоризонт в областта на управлението на ОГ и РАО. Стратегията е основа за планиране за дейността както на ядрените оператори, така и на останалите организации в Република България с отговорности за безопасността и контрола на радиационния риск.

В настоящия доклад са включени мерките, които се изпълняват понастоящем и/или са планирани за изпълнение в следващия петгодишен период.

### **1. Изграждане на Национално хранилище за ниско и средно активни РАО**

Това е най-важният национален проект за изпълнение в средносрочен план, определен в Националната стратегия в областта на управлението на РАО. Изграждането на национално хранилище е прието с решение на Министерския съвет от 2005 г.

Проектът е за модулно, приповърхностно, многобариерно инженерно съоръжение от модулен тип, което ще позволи последователно изграждане на отделните елементи и постепенното увеличаване на капацитета. Капацитетът на първия етап от изграждането му е 50 000 m<sup>3</sup>.

Процесът на избор на площадка за НХРАО приключи през 2012 г. Той е изпълнен в съответствие с изискванията на нормативните документи и условията на издадените от Председателя на АЯР разрешения за определяне местоположението на ядреното съоръжение.

През 2013 г. е подадено искане за одобряване от АЯР на избраната площадка. Заповедта за одобряване на площадката може да бъде издадена само при наличие на влязло в сила решение по ОВОС.

### **2. Погребване на високоактивни РАО**

По отношение на ОГ Националната стратегия не изключва априори обсъждането на всеки от трите възможни варианта:

1. Преработване в други държави, разполагащи с потенциал за извличане от ОГ на компоненти за повторно използване в реакторни инсталации без връщане на високоактивни отпадъци за погребване;
2. Преработване в други държави, разполагащи с необходимия потенциал за извличане от ОГ на компоненти за повторно използване в реакторни инсталации и връщане на високоактивните отпадъци за погребване;
3. Погребване на ОГ на територията на страната.

За високоактивни РАО трябва да има общо решение за погребване заедно с ниско и средно активните дългоживеещи РАО.

Разработена е програма за изследване и изграждане на съоръжение за подземно геологическо погребване на високоактивни и ниско и средно активни дългоживеещи РАО. Програмата предвижда приемане на методика за определяне количеството и качеството на продуктите от преработката на ОГ, подлежащи на връщане в страната; разработване на възможните варианти за дългосрочно управление в страната; създаване на лаборатория за изследвания на експерименталното съхраняване на ВАО и САРАО, кат. 2б; изграждане на склад за дълговременно съхраняване на ВАО от преработката на ОГ, ВАИЙЛ и САРАО, кат. 2б, на площадката на АЕЦ “Козлодуй”.

Понастоящем ДП "РАО" изпълнява дейности свързани с предварително проучване на възможностите за изграждане на дълбоко геоложко хранилище. Извършено предварително райониране на територията на Република България. Съставена е обобщаваща карта, на която са отделени три района на интерес. В районите на интерес са локализирани пет потенциални площи, чиито характеристики в максимална степен отговарят на предпочитани природни условия, характеристики и изисквания. Локализирани са шест потенциални геоложки блока, които могат да бъдат допълнително изследвани.

### **3. Национално законодателството в областта на управлението на ОГ и РАО**

Възприет е балансиран подход на постоянно усъвършенстване на законовата и нормативна база.

Продължава работата по разработване на нови и актуализиране на действащи регулиращи ръководства във връзка с реда за прилагане на наредбите. Планирано е разработване на регулиращи ръководства за:

- освобождаване от регулаторен контрол на ядрени съоръжения и свързаните с тях дейности;
- условията за затваряне на съоръжения за погребване на РАО;
- Изискванията към оценката на безопасността на съоръжения за погребване на РАО.

### **4. Планирани дейности по повишаване на безопасността на съществуващите ЯС**

#### **4.1 СП РАО Козлодуй**

4.1.1. Изпълнени са планираните дейности от *Програма за повишаване на безопасността на съоръжението за управление на РАО от АЕЦ Козлодуй*.

4.1.2. Изпълнява се *Програма за управление на РАО на площадка „Варово стопанство“*, с което се поддържа устойчив темп на обработване на съхраняваните понастоящем в необработен вид исторически РАО.

4.1.3. Завършен е проект за охарактеризиране на течни РАО от АЕЦ Козлодуй; през 2012 г. приключи дейността по охарактеризиране на твърдите РАО от АЕЦ Козлодуй.

4.1.4. Изпълнява се технически проект за рехабилитационни мерки на хранилище за почва, строителни и други насипни технологични отпадъци с много ниско ниво на радиоактивно замърсяване.

#### **СП ИЕ Козлодуй**

##### **4.2.1. Обработване на твърдата фаза в БКО**

Изпълнява се проект за доставка на инсталация за извличане и преработване на твърдата фаза от БКО. Монтирана е пилотна инсталация за обработване на твърдата фаза.

4.2.2. Внедряване на методи за преработване и кондициониране на РАО с голям коефициент на намаляване на обема

Проектът е за изграждане на съоръжение за третиране на твърди ниско активни отпадъци от експлоатацията на Блокове от 1 до 6 на АЕЦ Козлодуй, както и по време на първите етапи на дейностите по извеждане от експлоатация. Предвидено е използването на плазмена технология, което ще осигури значително намаляване на изходния обем РАО. Крайният продукт – кондициониран РАО трябва да бъде подходящ за транспортиране и временно съхраняване в съоръженията на АЕЦ Козлодуй. Проектът е на етап одобряване на технически проект.

##### **4.2.3. Кондициониране на отработените йонообменни смоли**

Проектът е за доставка на инсталация за извличане и кондициониране на отработените йонобменни смоли от резервоарите в СК-1 и СК-2 на АЕЦ Козлодуй.

Изготвен е Технически проект на Съоръжението. Уточнени са изискванията към крайния продукт.

#### **5. Международно сътрудничество при управление на РАО и ОГ**

Отчитайки всестранните ползи, Република България ще продължи участието си в международни организации, инициативи и проекти.

## **Раздел L: Приложения**

**Приложение L-1:** Списък на съоръженията за управление на отработеното 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

**Приложение L-6:** Човешки и финансови ресурси при управление на ОГ и РАО

**Приложение L-7:** Класификация на РАО съгласно Наредба за безопасност при управление на РАО

**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, охлаждаани 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; потиска 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  $1,11 \cdot 10^5$  Вq/l) се поддържат от системата за почистване 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 със скорост 10 пъти по-голяма от максималните проектни протечки от басейна;
- двойната облицовка на басейните осигурява висока плътност и надежден контрол на протечките (облицовката се поддържа от порест бетонен слой, в случай на теч от облицовката водата се просмуква през порестия бетонен слой до специални събирателни точки от всички страни на даден басейн и в центъра на дъното, събира се от система организирани протечки и се подава към системата за почистване);
- масивната строителна конструкция (железобетонна рамка и железобетонни стени) на ХОГ осигурява биологичната защита (железобетонните стени и дъното на басейните са с дебелина 1,5 m);
- херметичността на горивните касети с отработено гориво по време на транспортиране и съхраняване при нормални и аварийни условия се осигурява от условията за транспортиране и съхраняване; разхерметизираните касети с отработено гориво се съхраняват в херметични пенали;
- подкритичността се осигурява от конструкцията на транспортните кошници (чрез геометрически безопасна конфигурация при зареждането на горивото) и условията за съхраняване в басейните и не зависи от някой постоянен или изгарящ поглътител. Оценката за подкритичност не отчита изгарянето на горивото;
- транспортирането на горивните касети от басейните за отлежаване на реакторите (след минимум 3 години отлежаване за касети от ВВЕР-440 и след минимум 5 години отлежаване за касети от ВВЕР-1000) до ХОГ става с транспортен контейнер в транспортна кошница; по време на операциите за зареждане и транспортиране на контейнера персоналят действа по специално разработени инструкции; горивните касети се съхраняват вертикално, така както те са се намирили и в реактора;
- наличие на вентилационни системи, противопожарни системи и системи за контрол и управление;
- наличие на 12 контролни сондажни кладенци около сградата на ХОГ за контрол на активността на подпочвените води.

За обосновка на безопасността на ХОГ са направени съответни анализи. Конструктивните и неутронно-физическите характеристики на касетите с отработено гориво осигуряват запазването на тяхната плътност и цялост при напълно осушени басейни и въздушно охлаждане за интервал от време, достатъчен за предприемане на възстановителни действия (100 часа при най-неблагоприятни температурни условия на околната среда).

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 през 2006 г. са проведени отново "ускорени корозионни изпитания" по специално разработена методика, позволяваща моделиране на въздействието на агресивната (водна) среда при срок на съхраняване вече за 50 години. Комплексните неразрушаващи и разрушаващи изследвания на горивните пръти и на другите конструкционни елементи на една типова касета с отработено гориво от ВВЕР-440 и ВВЕР-1000 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 50-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 50-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.

През 2005 год. е приет Технологичен регламент за експлоатация на ХОГ, отразяващ изискванията на новите нормативни документи. Изпълнен е проекта "Модернизирание на системата за радиационен контрол (подмяна на приборите със съвременни с автоматично записване на показанията в база данни)".

През 2006 г. са оборудвани отсеците за приемане и презареждане на ОГ с презареждаща машина за ОГ от ВВЕР1000 и ВВЕР440. Подменена е системата за защиты и блокировки с цифрова (на базата на програмируеми логически контролери, РС или др.).

През 2007 г. са извършени анализи за определяне на ресурса на сградата и оборудването на ХОГ.

Текущата Лицензия за експлоатация на ХОГ включва и операциите по зареждане на контейнери тип "Констор 440/84" с ОГ.

## **I.2. БОК-5 и 6**

Басейните за отлежаване и презареждане на горивото (БОК) са разположени в хермозоната и служат за съхранение и отлежаване на отработило гориво (до намаляване на остатъчното топлоотделяне на допустимо ниво) и за временно съхранение на ОР СУЗ и СВП.

БОК се състои от 4 части физически разделени с преградни стени до кота 28,93, над кота 28,93 до кота 36,2 обема над басейна е общ. Три отсека са предназначени непосредствено за съхранение на отработили ТОК, а четвъртият отсек за провеждане на транспортни операции със свежо и отработило гориво. В него се поставят - транспортен контейнер за ОГ, чохлите със СЯГ и чохлите с хермопенали.

Във вътрешното пространство на отсеците за съхранение на ОГ са разположени стелажите и херметичните пенали за поставяне и отлежаване на ТОК. Стелажите са изработени от борирана стомана и осигуряват подкритичност в БОК, не по-малка от 0.05, при проектни изходни събития, включително падане върху тях на тежък предмет. Поглъщащата способност на клетките на стелажите се запазва в течение на целия срок на експлоатация. Конструкцията на стелажите осигурява:

- вертикално поставяне в нея на ТОК и на херметичните пенали;
- изключва механични повреждания на повърхностите на ТОК при тяхното поставяне и изваждане от гнездата на стелажа;
- фиксиране на поставените в стелажа ТОК и херметични пенали;
- надеждно отнемане на остатъчното топлоотделяне от отработилите ТОК.
- стелажите запазват работоспособността си при сеизмично въздействие на МРЗ.

Вместимостта на всеки басейн 612 броя ТОК и осигурява отлежаване на отработилите ТОК в продължение на не по-малко от три години съгласно изискванията на ГОСТ.95.7.5-87.

Разделянето на БОК на три отсека позволява провеждане на ремонтни работи в един от тях при разполагане на отработилите касети в другите два отсека.

Зоната за зареждане на ТК (транспортен контейнер) се нарича универсално гнездо (УГ) и е отделена от зоната за съхранение ТОК, така че в случай на падане на контейнера да не се повредят ТОЕ или да не се намали защитното ниво на борен разтвор над ТОК в случай на изваждане на ТК.

Ограждащите конструкции на БОК са предназначени за удържане на охлаждащия борен разтвор (който може да съдържа радиоактивни продукти), а също и за отслабване на йонизиращото лъчение.

Ограждащите конструкции на БОК се състоят от следните елементи:

- Двойна метална херметична облицовка с дренаж за възможни течове. Луфтът между двете облицовани стени е запълнен с дренажен(порест) бетон и образува затворена обща кухня с пода и стените и позволява да се следи за възможни течове през облицовката. В пода между двете стени са врязани дренажи (по един от всеки отсек на БОК и универсалното гнездо), които са изведени в помещение, където има възможност за периодичен визуален контрол на възможните течове
- Железобетонни ограждащи конструкции.
- При разработването на ограждащите конструкции на БОК са отчетени следните основни принципи:
- Да се запазят зададените функции (плътност и якост) при различните режими на работа, включително при МРЗ;
- Осигуряване на биологична защита при нормални режими на работа и при проектни аварии;

Басейнът за отлежаване и цялата система са запълнени с разтвор на борна киселина с концентрация 16 g/kg.

Запълването на басейна се осъществява до кота 28.83 в режим на продължително съхранение на гориво. В режим на презареждане (когато се предвиждат транспортни операции с горивото) басейнът се запълва до кота 35.7. По този начин се осигурява движение на



отработеното гориво под вода. С цел недопускане на препълване на басейна, във всеки отсек са поставени по два преливника, един на нивото на водата при продължително съхраняване на гориво (28.8), а друг на нивото на водата при презареждане на горивото (36.2). При необходимост за поддържане на нивото на кота 35.7 операторът затваря изолиращата арматура, съответстваща на ниво 28.8. Отсеците за съхраняване на горивото нямат технологичен дренаж в долната си част, което гарантира, че не могат да се изпразнят и да оставят ОГ без топлоносител.

В режимите, когато няма движение на гориво в БОК горната част на басейна е покрит с плочи. За избягване на разрушаване на плочите и падането им в БОК, те са проектирани с отчитане на земетресение със сила 9 бала по скалата MSK-6 и въздействие на ударна вълна по цялата площ на плочата със сила 148 kN (14,8 тс/с) при разкъсване на тръбопровод от главния циркуляционен контур. Плочите издържат на ударни натоварвания, възникващи при падане на предмети с маса 5 кг от височина 10 м. (т.е. дребни инструменти от височината на подкрановите конструкции).

В горната част на басейна е осигурена вентилационна приточно смукателна система, която осигурява въздушна завеса и по този начин предотвратява разпространението на газови аерозолни продукти от повърхността на БОК в централна зала. По този начин се защитава обслужващия персонал в хермозоната при режими, когато се извършват презареждане и ремонти на блока.

Охлаждащата система се състои от три канала и включва три помпи за охлаждане на басейна, три топлообменника на смукателната страна на всяка от помпите, тръбопроводи и арматура. Каналите са съединени помежду си с връзки на смукателните и напорни тръбопроводи, които позволяват осъществяването на превключване от един канал на друг в случай на отказ на някой от каналите. На напорните и смукателните тръбопроводи са поставени по три локализиращи бързодействащи арматури, от които едната се намира в херметичната обвивка. Теплообменниците на система се охлаждат от система техническа вода за отговорни потребители, като всеки канал на TG се охлажда от отделен канал.

Производителността на всеки от трите канала на системата е такава, че всеки канал може самостоятелно да осигури отвеждане на остатъчното топлоотделяне от басейна във всички режими на работа на системата.

### **I.3. Хранилище за сухо съхраняване на отработено гориво /ХССОЯГ/**

В границите на оградата на АЕЦ „Козлодуй”, на запад от съществуващата сграда на ХОГ, е разположено Хранилището за сухо съхраняване на отработеното ядрено гориво.

ХССОЯГ е предназначено за дълговременно съхранение на отработено ядрено гориво от ВВЕР-440 на “АЕЦ Козлодуй”.

ХССОЯГ е снабдено с оборудване и системи, обезпечаващи приема, съхранението и извозването на ОГ.

Общите характеристики на ХССОЯГ са:

- ХССОЯГ е самостоятелна конструкция, състояща се от едноетажно хале разделено на две основни експлоатационни зони: зона за приемане и зала за съхранение на контейнери. Двете зони са разделени със защитна врата.
- Подовата плоча на ХССОЯГ, външните стени на залата за съхранение и стените между зоната за приемане и залата за съхранение са от стоманобетон. Строителната конструкция на зоната за приемане е изградена в комбинация от стоманобетонни колони и заварени стоманени профили. Защитата от атмосферните влияния и топлинната изолация на сградата се постигат с помощта на облицовка от гофрирана

ламарина с пожароустойчива изолация. Залата за съхранение, притежава същите характеристики на подовата плоча и стените, като тези на зоната за приемане. Стоманобетонни колони се използват за опора на покрива и крана. Стоманени конструкции се използват за основните поддържащи греди на покрива (ферми) и за подкранови греди. Покривното покритие представлява метални трислойни панели, монтирани от билото до стрехите с наклон на надлъжните греди.

- Зоната за приемане и залата за съхранение на контейнерите се обслужват от мостов кран с товароподемност от 145 тона.
- ОГ се съхранява в контейнери тип „Констор 440/84”.
- ХССОЯГ е с капацитет 78 места за контейнери.

Контейнерът се състои от корпус с кошница, затваряща система на контейнера с първи капак, запечатваща плоча и цапфи. Корпусът на контейнера CONSTOR® 440/84 служи като камера за помещаване на кошницата и горивните касети. Корпусът на контейнера представлява конструкция тип “сандвич” с външна обшивка и вътрешна обшивка от дребнозърнеста стомана. Между външната и вътрешната обшивки са поставени междинен слой от CONSTORIT (гранулиран материал с циментов разтвор), както и напрегащи болтове. Защитното екраниране от гама-излъчване се осигурява от вътрешната обшивка, слоя CONSTORIT и външната обшивка, а неутронното излъчване се отслабва главно чрез водата в циментовия разтвор. За повърхността на външната обшивка са заварени общо 124 стоманени охлаждащи ребра.

Първият капак затваря вътрешността на контейнера при горния му край. Запечатващата плоча, която представлява първата независима херметизираща бариера, е разположена между първия капак и втория капак. След поставяне на запечатващата плоча в гнездото на главния уплътнителен пръстен, плочата се заварява херметично за корпуса на контейнера.

Вторият капак представлява втората независима херметизираща бариера. Той е разположен над запечатващата плоча и над междинната стоманена плоча и затваря контейнера при горния му край при главния пръстен. Изработен е от заваряема дребнозърнеста стомана и осигурява допълнително защитно екраниране. Вторият капак е херметично заварен в гнездото на главния пръстен с корпуса на контейнера.

Системата херметични обвивки осигурява херметична обвивка на отработеното гориво в условия на експлоатация и авария. Квалифицираните обемни заваръчни шевове и процедурата за заваряване на запечатващата плоча и първия капак гарантират същото качество на заваръчните шевове като това на фабричните заваръчни шевове на корпуса на контейнера, и имат стандарт за корпус под налягане.

Вътрешността на контейнера, в която е разположено отработеното гориво се изсушава като се използва квалифициран процес за вакуумно сушене на контейнера и се пълни с хелий. Инертната атмосфера на вътрешността на контейнера изключва корозията на топлоотделящите елементи за периода на дългосрочно съхранение.

Пасивната система на ХССОЯГ за естествено охлаждане чрез конвекцията на въздуха и конструкцията на контейнерите за оптимален топлообмен (от обвивката на топлоотделящия елемент към външната повърхност на контейнера) гарантират непревишаване на температурните ограничения за обвивката на ТОЕ и предотвратяване на стареенето на конструкциите на горивните касети и контейнера.

## ОТЧЕТ ЗА ОТРАБОТЕНОТО ГОРИВО

## II. АЕЦ "Козлодуй"

Натрупаното отработено ядрено гориво на площадката на АЕЦ "Козлодуй", съхранявано в БОК и в ХОГ, към 31.12.2013 съставлява 797 тона тежък метал. Това количество е разпределено в 3336 отработени касети от ВВЕР-440 и 1028 отработени касети от ВВЕР-1000, или общо 4364 касети.

## Количества ОГ по номенклатура и тежък метал в ХОГ към 31.12.2013 г.

Тип на реактора	Тип на касета	Начално обогатяване по $^{235}\text{U}$ [%]	ХОГ		ОБЩО	
			Брой касети	Маса на тежък метал [kg]	Брой касети	Маса на тежък метал [kg]
ВВЕР-440	116	1,6	4	474	3084	355701
ВВЕР-440	124	2,4	47	5489		
ВВЕР-440	136	3,6	2717	314306		
ВВЕР-440	216	1,6	6	670		
ВВЕР-440	224	2,4	257	28857		
ВВЕР-440	236	3,6	53	5905		
ВВЕР-1000	А	2,0	12	5138	252	101031
ВВЕР-1000	Г	3,3	105	44000		
ВВЕР-1000	ГВ	3,13	2	842		
ВВЕР-1000	Е	4,4	40	15337		
ВВЕР-1000	ЕД	4,23	93	35714		
<b>ОБЩО</b>					<b>3336</b>	<b>456732</b>

## Количества ОГ по номенклатура и тежък метал в СХОГ към 31.12.2013 г.

Тип на реактора	Тип на касета	Начално обогатяване по $^{235}\text{U}$ [%]	СХОГ		ОБЩО	
			Брой касети	Маса на тежък метал [kg]	Брой касети	Маса на тежък метал [kg]
ВВЕР-440	124	2,4	12	1401	252	29131
ВВЕР-440	136	3,6	228	26378		
ВВЕР-440	236	3,6	12	1352		

**Количества ОГ в БОК 5-6 по номенклатура и тежък метал към 31.12.2013 г.**

Тип на реактора	Тип касета	Начално обогатяване по $U^{235}$ [%]	БОК-5		БОК-6		ОБЩО	
			Брой касети	Тегло на тежък метал [kg]	Брой касети	Тегло на тежък метал [kg]	Брой касети	Тегло на тежък метал [kg]
ВВЕР-1000	В (3000)	3,0	1	389	1	391	2	780
ВВЕР-1000	ЕД (4230)	4,4+3,6	94	36070	57	21856	151	57926
ВВЕР-1000	Е (4400)	4,4	68	25984	85	32480	153	58464
ВВЕР-1000	N 3536	3,53	61	25173	61	25162	122	50336
ВВЕР-1000	N 3996	3,99	30	12376	30	12412	60	24788
ВВЕР-1000	N 4306	4,3	138	56667	150	61696	288	118363
<b>ОБЩО</b>			<b>392</b>	<b>156659</b>	<b>384</b>	<b>153997</b>	<b>776</b>	<b>310656</b>

**ОБЩО ЗА АЕЦ "КОЗЛОДУЙ"**

Тип на реактора	Брой касети	Тегло на тежък метал [kg]	Приблизителна активност [Bq]
ВВЕР-440	3336	384 832	$0,8 \cdot 10^{19}$
ВВЕР-1000	1028	411 687	$3,2 \cdot 10^{19}$
<b>ВСИЧКО</b>	<b>4364</b>	<b>796 519</b>	<b><math>3,3 \cdot 10^{19}</math></b>

## **Описание на конструкцията на касети с ядрено гориво**

### **1. Касета за реактор ВВЕР-440.**

#### 1.1 Работна касета (РК)

Работната касета е неразглобяема конструкция и се състои от сноп от 126 бр. топлоотделящи елементи, дистанциониращи решетки, горна решетка, опорна решетка, централна тръба, чохлова тръба, глава и опашка.

Главата и опашката имат размер под ключ 144 mm. Общата дължина на РК е 3217 mm. Касетата съдържа общо около 120 kg тежък метал. Работните касети се произвеждат с обогатяване 1,6%, 2,4% и 3,6% и се обозначават с код 116, 124 и 136 съответно.

#### 1.2 Регулираща касета (АРК)

Принципно не се отличава от РК. Разликите са както следва:

- горивният стълб е с 10 cm по-къс, в резултат на което съдържанието на тежък метал е 115 kg;
- в главата има байонетен захват със заключващ механизъм;
- в опашката има механизъм, който се нахлузва на демпфера в обсадната тръба на дъното на шахтата и омекотява удара;
- размерът под ключ на главата и опашката е 145 mm.

Регулиращите касети се произвеждат с обогатяване 1,6%, 2,4% и 3,6% и се обозначават с код 216, 224 и 236 съответно.

### **2. Касета за реактор ВВЕР-1000.**

#### 2.1. Касета ТВС – за двугодишен цикъл

Касетата има стоманен скелет и се явява неразглобяема конструкция. Състои се от глава с пружинен блок, централна тръба, 18 бр. направляващи тръби, 15 бр. дистанциращи решетки, 312 топлоотделящи елемента и опашка.

Формата на използваните касети е шестоъгълна, с размер “под ключ” 234 mm. Общата дължина на касетата е 4570 mm. Касетата съдържа общо 430 kg тежък метал. Касетите се произвеждат с обогатяване: 1,6%, 2,0%, 3,0%, 3,23% и 3,3% и се обозначават със следните кодове: Н, А, В, ГВ, Г. В АЕЦ “Козлодуй” са използвани касети с обогатяване 2,0%, 3,0%, 3,23% и 3,3%. Теплоотделящите елементи (ТОЕ) са запълнени с таблетки с  $UO_2$  с централен отвор с диаметър 1,5 mm. Касетата съдържа общо 429.7 kg тежък метал.

#### 2.2. Касета ТВС-М - за тригодишен цикъл

Касетата има стоманен скелет и се явява разглобяема конструкция. Състои се от глава с пружинен блок, централна тръба, 18 бр. направляващи тръби, 15 бр. дистанциращи решетки, 312 топлоотделящи елемента и опашка.

Формата на използваните касети е шестоъгълна, с размер “под ключ” 234 mm. Общата дължина на касетата е 4570 mm. Касетите се произвеждат с обогатяване: от 1,6%, 3,0%, 3,6%, 4,23% и 4,4% и се обозначават със следните кодове: Н, В, Д, ЕД, Е. В АЕЦ “Козлодуй” са използвани касети с обогатяване 3,0%, 4,23% и 4,4%. Теплоотделящите елементи (ТОЕ) са запълнени с таблетки с  $UO_2$  с централен отвор с диаметър 2,35 mm. Касетата съдържа общо 399,9 kg тежък метал.

#### 2.3. Касета ТВСА - за четиригодишен цикъл

Касетата има циркониев скелет и се явява разглобяема конструкция. Състои се от глава с пружинен блок, централна тръба, 18 бр. направляващи тръби, 15 бр. дистанциращи решетки, опашка и 312 топлоотделящи елемента, от които 6 с изгарящ поглътител  $Gd_2O_3$ .

Формата на използваните касети е шестоъгълна, с размер “под ключ” до 235 мм. Общата дължина на касетата е 4570 мм. Касетите се произвеждат с обогатяване: от 1,3%, 2,2%, 3,53%, 3,9%, 3,99%, 4,3% и 4,38% и се обозначават съответно с код: N1300, N2200, N3536, N3906, N3996, N3996, N4306 и N4386. В АЕЦ “Козлодуй” се използвани касети с обогатяване N3536 (ГД), N3996 (С, СС), N4306 (ЕС, СЕ). Касетата се изработва с таблетки  $UO_2$  с диаметър на централния отвор 1,5 мм и 1,4 мм. Касетите съдържат от 431,9 до общо 434,7 кг тежък метал.

## СПИСЪК НА СЪОРЪЖЕНИЯТА ЗА УПРАВЛЕНИЕ НА РАО, ТЯХНОТО МЕСТОПОЛОЖЕНИЕ, ОСНОВНО ПРЕДНАЗНАЧЕНИЕ И СЪЩЕСТВЕНИ ХАРАКТЕРИСТИКИ

### 1. СЪОРЪЖЕНИЯ ЗА УПРАВЛЕНИЕ НА РАО НА “АЕЦ КОЗЛОДУЙ” ЕАД

#### 1.1. Спецкорпус-3

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

Всички помещения за съхраняване на РАО са разположени в сграда със стоманобетонна конструкция, обособена част от спецкорпус-3 (СК-3), обслужващ блокове 5 и 6.

Твърдите РАО категория 2-I и 2-II се съхраняват в помещения бункерен тип с горен люк. В експлоатация са осемнадесет броя, с различен обем (от 78 m<sup>3</sup> до 189 m<sup>3</sup>) и общ работен обем 2486 m<sup>3</sup>. Работни условия – стайна температура, атмосферно налягане. Снабдени са със системи за автоматично пожароизвестяване и пожарогасене.

Твърдите РАО категория 2-III се съхраняват в помещения бункерен тип с горен цилиндричен люк, монолитна стоманобетонна конструкция, осигуряваща и необходимата биологична защита. Общ работен обем 213 m<sup>3</sup>. Работни условия – стайна температура, атмосферно налягане.

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

Отработилите сорбенти се съхраняват в 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 работен обем по 100 m<sup>3</sup>. Снабдени са със системи за контрол на нивото и температурата, за хидротранспортиране на радиоактивната среда и за пожарогасене. Работни условия – температура до 40°C, атмосферно налягане. Срукателната вентилационна система от помещенията на резервоарите осигурява и газоочистване.

### 2. СЪОРЪЖЕНИЯ ЗА УПРАВЛЕНИЕ НА РАО НА ДП “РАО”

#### 2.1 СП “ИЕ-КОЗЛОДУЙ”

От 2008 г. блокове 1 и 2 на АЕЦ „Козлодуй”, подлежащи на извеждане от експлоатация, са обявени за съоръжения за управление на радиоактивни отпадъци и предоставени за управление на Държавното предприятие “Радиоактивни отпадъци”.

На ДП „РАО” през м октомври 2010 г. от АЯР са издадени лицензии за експлоатация чрез СП „ИЕ-Козлодуй” на първи и на втори енергиен блок на АЕЦ „Козлодуй” като съоръжения за управление на РАО, които подлежат на извеждане от експлоатация.

От 2012 г. блокове 3 и 4 на АЕЦ „Козлодуй”, подлежащи на извеждане от експлоатация, са обявени за съоръжения за управление на радиоактивни отпадъци и предоставени за управление на Държавното предприятие “Радиоактивни отпадъци”.

На ДП „РАО” през м февруари 2013 г. от АЯР са издадени лицензии за експлоатация чрез СП „ИЕ-Козлодуй” на трети и на четвърти енергиен блок на АЕЦ „Козлодуй” като съоръжения за управление на РАО, които подлежат на извеждане от експлоатация.

В съоръженията се извършват дейности по извличане, съхраняване, преработване и транспортиране в границите на съоръжението на “исторически” експлоатационни и на вторични РАО, до момента на предаването им в СП „РАО – Козлодуй”.

#### 2.1.1. Спецкорпус-1

Спецкорпус-1 е предназначен за временно съхраняване на твърди РАО категория 2 (2-I и 2-II по допълнителната категоризация), ниско и средноактивни течни радиоактивни концентрати, отработилите сорбенти от експлоатацията на ядрените реактори.

Отпадъците се съхраняват в сграда със стоманобетонна конструкция, обособена част от спецкорпус-1 (СК-1), обслужващ блокове 1 и 2.

Твърдите РАО се съхраняват в помещения бункерен тип с горен люк, седем на брой, с различен обем (от 80 m<sup>3</sup> до 230 m<sup>3</sup>) и общ работен обем 1010 m<sup>3</sup>. Работни условия – стайна температура, атмосферно налягане.

Течните радиоактивни концентрати се съхраняват в резервоари от неръждаема стомана, всеки от които е разположен в отделно помещение, облицовано с метална обшивка. Резервоарите са пет на брой, всеки с диаметър 10 m, височина 7 m и работен обем 470 m<sup>3</sup>. Снабдени са със система за контрол на нивото. Работни условия – температура до 100 °С, атмосферно налягане. Транспортирането на радиоактивната среда се осъществява с монжус. Смукателната вентилационна система от помещенията на резервоарите осигурява и газоочистване.

Отработените „високоактивни” сорбенти категория 2 (2-С по допълнителната категоризация), се съхраняват в резервоари от неръждаема стомана, всеки от които е разположен в отделно помещение, облицовано с метална обшивка. Резервоарите са два на брой, с диаметър 9,0 m и височина 6,5 m и работен обем по 350 m<sup>3</sup>. Снабдени са със система за контрол на нивото. Работни условия – температура до 100°С, атмосферно налягане. Транспортирането на радиоактивните сорбенти се осъществява чрез хидроразтоварване. Смукателната вентилационна система от помещенията на резервоарите осигурява и газоочистване.

Отработилите „нискоактивни” сорбенти категория 2 (2-II по допълнителната категоризация) се съхраняват в два резервоара, облицовани с метална обшивка, с размери 5,0x4,6x8,2 m и работен обем по 188 m<sup>3</sup>. Работни условия – стайна температура, атмосферно налягане. Снабдени са със система за контрол на протечките. Смукателната вентилационна система от помещенията на резервоарите осигурява и газоочистване.

#### 2.1.2. Спецкорпус-2

Спецкорпус-2 е предназначен за временно съхраняване на твърди РАО категория 2 (2-I и 2-II по допълнителната категоризация), ниско- и средноактивни течни радиоактивни концентрати, отработилите сорбенти от експлоатацията на ядрените реактори.

Те се съхраняват в сграда със стоманобетонна конструкция, обособена част от спецкорпус-2 (СК-2), обслужващ блокове 3 и 4.



Характеристиките на помещенията са същите както на СК-1.

### 2.1.3. Приреакторно хранилище за РАО на 1 и 2 блок

От 2010 г. оператор на съоръжението е ДПРАО чрез СП "ИЕ-Козлодуй".

Предназначен е за временно съхраняване на твърди РАО, категория 2-III, от експлоатацията на ядрените реактори.

Разположен е в централната (реакторна) зала (ЦЗ-1) на блокове 1 и 2.

Съоръжението е тръбен тип. Представлява монолитна стоманобетонна конструкция, осигуряваща и необходимата биологична защита. Бетонираните стоманени тръби с горен люк са четиристотин на брой, с диаметър 0,18 m и височина 8 m всяка и общ полезен обем 81,6 m<sup>3</sup>. Работни условия са: стайна температура, атмосферно налягане.

### 2.1.4. Приреакторно хранилище за РАО на 3 и 4 блок

От 2013 г. оператор на съоръжението е ДПРАО чрез СП "ИЕ-Козлодуй".

Предназначен е за временно съхраняване на твърди РАО, категория 2-III, от експлоатацията на ядрените реактори.

Разположен е в централната (реакторна) зала (ЦЗ-2) на блокове 3 и 4.

Характеристиките му са същите както за ЦЗ-1.

## **2.2. СП "РАО – КОЗЛОДУЙ"**

Разположено е на площадката на АЕЦ "Козлодуй" и включва:

### 2.2.1. Цех за преработване на РАО

Обособен обект, предназначен за извършване на дейностите по предварително преработване, преработване и кондициониране на РАО от АЕЦ "Козлодуй".

Технологията за кондициониране на РАО по метода на циментирането включва:

- извличане на течните РАО от резервоарите за течен радиоактивен концентрат;
- транспортиране до цеха за преработване на РАО (ЦПРАО),
- концентриране на течния радиоактивен концентрат (при необходимост) чрез изпаряване;
- коригиране на рН;
- дозиране на течния радиоактивен концентрат, цимента и добавките;
- смесване, хомогенизиране и запълване на получената циментно-радиоактивна смес в стоманобетонен контейнер;
- уплътняване на опаковката (поставяне и заваряване на капака, запечатване на отвора на капака).

Стоманобетонният контейнер е лицензиран от регулиращия орган за 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 три технологични линии:

#### 2.2.1.1. 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 210-1 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.

#### 2.2.1.2. Линия “Течни РАО”

Предназначена е за преработване и кондициониране на течните РАО, самостоятелно или съвместно с твърдите РАО и включва:

- Специализираната автоцистерна с вместимост 12 m<sup>3</sup> за транспортиране на течните РАО спец корпусите;
- Възел за разтоварване на течните РАО;
- Два 40 m<sup>3</sup> приемни резервоара за течни РАО;
- Двустепенен изпарителен апарат с приемни резервоари за дестилат и кондензат;
- Два 12 m<sup>3</sup> 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.

#### 2.2.1.3. Инсталация за дезактивация

Предназначена е за дезактивация на метални РАО и включва:

- Отсек за приемане и раздробяване на РАО;
- Модул за алкално обработване;
- Модул за киселинно обработване;
- Модул електрохимично обработване;
- Модул за краен контрол на радиоактивното замърсяване;

- Системи за радиационен контрол, вентилация, спецканализация и неутрализация на разтворите;
- Резервоари, транспортни и повдигателни съоръжения.

### 2.2.2. Склад за съхраняване на кондиционирани РАО

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

Надземно стоманобетонно съоръжение, осигуряващо необходимите инженерни бариери между съхраняваните РАО околната среда и персонала. Изградено е в близост до ЦПРАО на площадката на АЕЦ "Козлодуй". 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.

### 2.2.3. Площадка "Варово стопанство"

Част от промишлената площадка, на която са обособени следните подобекти за управление на РАО:

#### *2.2.3.1. Траншейно хранилище*

Предназначено е за съхраняване на необработени и обработени 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<sup>3</sup>. Работни условия – температура на външната среда, атмосферно налягане.

#### *2.2.3.2. Склад за съхраняване на преработени твърди РАО*

Предназначен е за съхраняване на преработени твърди РАО категория 2-I и 2-II от всички ядрени съоръжения на площадката на АЕЦ "Козлодуй".

Складът е сграден тип, стоманобетонна панелна конструкция с приеман транспортен коридор. Преработените твърди РАО се съхраняват в метални палети, подредени на три реда във височина. Полезният обем на хранилището е 1130 m<sup>3</sup>. Работни условия – температура на външната среда, атмосферно налягане.

#### *2.2.3.3. Площадки (№1 и №2) за съхраняване на твърди РАО в стоманобетонни контейнери*

Предназначени са за буферно съхраняване на обработени твърди РАО категория 2-I и 2-II, опаковани в стоманобетонни контейнери. Обслужва всички ядрени съоръжения на АЕЦ "Козлодуй". Площадките са с капацитет за разполагане на около 2000 броя опаковки.

Стоманобетонният контейнер, лицензиран за транспортиране и съхраняване на твърди РАО 2a категория, е с външни размери 1,95x1,95x1,95 m и полезен обем 5 m<sup>3</sup>. Стените му осигуряват биологична защита така, че мощността на еквивалентната доза на гама-лъчението от РАО не превишава 2 mSv/h във всяка точка на външната му повърхност и 0,1 mSv/h на 1 m разстояние от повърхността. Работни условия – температура на външната среда, атмосферно налягане.

Опаковъчната форма е в съответствие с Техническо решение РАО.ТР.-02/11.07.01 – твърди РАО, имобилизирани в нерадиоактивна циментова матрица.

#### *2.2.3.4. Площадка за съхраняване на твърди РАО в голямтонажни контейнери*

Предназначена е за буферно съхраняване на необработени и обработени нискоактивни твърди РАО 2-I категория. Обслужва всички ядрени съоръжения на АЕЦ "Козлодуй". Площадката е с капацитет за разполагане на 14 броя голямтонажни контейнера.

Голямтонажният стандартен ISO-контейнер е със странична врата и с външни размери 5,8x2,2x2,4 m, и полезен обем 30 m<sup>3</sup>. Работни условия – температура на външната среда, атмосферно налягане.

#### *2.2.3.5. Хранилище за замърсени земни маси*

Съоръжението е разположено на площадка "Варово стопанство". Предназначено е за съхраняване на почва, строителни и други насипни технологични отпадъци с много ниско ниво на радиоактивно замърсяване. Капацитетът на хранилището е около 8000 m<sup>3</sup>. Съоръжението е в процес на реконструкция.

### **2.3. СП "ПХРАО - НОВИ ХАН"**

Разположено е разположено на 35 km югоизточно от София и 6.5 km от село Нови хан в Лозенската планина. Предназначени са за съхраняване на кондиционирани и некондиционирани РАО от ядрените **приложения** от различни отрасли на промишлеността, медицината, селското стопанство и науката и включва:

#### 2.3.1. Хранилище за твърди РАО

За съхраняване на некондиционирани ниско и средноактивни краткоживеещи твърди РАО (категория 2a). Хранилището е с капацитет 237 m<sup>3</sup>. Състои се от три еднакви клетки с размери 5 x 4.5 x 3.5 m. Вкопано в земята железобетонно съоръжение с дължина 15,7 m, широчина 5,83 m, височина на надземната част 1,2/1,6 m. Дебелина на стените 300 mm, двустранно хидроизолирани с 20 mm битумна изолация, облицован от вътрешната страна с 4 mm листовая неръждаема стомана. Външната хидроизолация е допълнително защитена с тухлена стена с дебелина 120 mm. Запълването на хранилището се извършва от повърхността през 7 броя люкове с външен диаметър 100 cm и 120 cm. По проект след запълване на клетките с РАО има възможност за циментирането им.

#### 2.3.2. Хранилище за биологични РАО

За съхраняване на кондиционирани чрез стабилизиране в гипсова матрица на предварително обработени с формалдехид ниско- и средноактивни краткоживеещи биологични отпадъци, категория 2a. Капацитетът на хранилището е 80 m<sup>3</sup>. Конструкция, аналогична на описаната по т.2.2.1, с геометрични размери - дължина 8,35 m, ширина 4,00 m, дълбочина 2,5 m и височина на надземната част (покривна конструкция) 0,5 m. Запълването на хранилището се извършва от повърхността през 8 броя люкове с размери 80x80 cm.

#### 2.3.3. Хранилище за закрити източници

За съхраняване на некондиционирани закрити източници, категория 2a. Капацитет 1 m<sup>3</sup>. Железобетонно съоръжение, облицовано с неръждаема стомана, разположено на дълбочина 5,5 m под повърхността. Източниците постъпват през серпентина от неръждаема стомана с дебелина 5 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.

#### 2.3.4. Инженерна траншея за твърди РАО

За некондиционирани ниско- и средноактивни краткоживеещи твърди РАО категория 2a. Капацитет 200 m<sup>3</sup> 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 хидроизолация, защитена с тухлена стена. Изградена е дренажна система за отвеждане на повърхностните и почвени води. Разполагането на РАО се извършва от повърхността през люкове с външен диаметър 130 cm. Три от клетките са изцяло запълнени с РАО, стабилизирани с циментов запълващ материал и покрити с временно защитно покритие.

#### 2.3.5. Хранилище за течни РАО

За съхраняване на течни радиоактивни отпадъци категория 1 и 2а. Състои се от четири резервоара от неръждаема стомана Х18Н9Т с дебелина 4 mm, монтирани върху бетонни подпори на 0.5 m над пода на железобетонна клетка с размери 5.7 x 7.4 x 4.3 m клетката; клетката е изцяло вкопана в земята. Капацитет 48 m<sup>3</sup>.

#### 2.3.6 Площадка № 1 и 1А за съхраняване на твърди РАО

За съхраняване на твърди РАО категория 2а и 2б в стандартни ISO-контейнери На площадката се съхраняват йонизационни 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.

Контейнерите са с размери 6,00 x 2,35 x 2.4 m. Капацитет на площадката 14 броя ЖПК с общ обем 462 m<sup>3</sup>.

#### 2.3.7. Площадка № 2 за съхраняване на твърди РАО

За съхраняване на ниско- и средноактивни РАО категория 2а и 2б в стоманобетонни контейнери тип ПЕК, СтБКУБ, СтБК, СтБГОУ. На площадката се съхраняват отработени източници в транспортни опаковки в бетонни приемници тип “ПЕК”, закрити източници в стоманобетонни контейнери СтБК и неразредени гама-облъчвателни установки в стоманобетонни контейнери СтБКГОУ. Капацитетът на площадката е 171 бр. СтБККУБ с общ обем 248 m<sup>3</sup>, 6 броя ПЕК с общ обем 74 m<sup>3</sup> и 18 бр. СтБГОУ.

#### 2.3.8. Площадка № 4 за съхраняване на твърди РАО

РАО се съхраняват в 200 l варели в европалети. Капацитетът на площадката е 400 бр. Варели, респ. 100 европалети.

#### 2.3.9. Приемно-подготвителен лабораторен комплекс

За характеризирание и обработване на твърди РАО категория 1, 2а и 2б и на течни радиоактивни среди. Включва следните системи:

- Система за преработване на течни РАО;
- Система за циментиране на течни и твърди РАО;
- Система за пресоване на РАО в 200 l варели;
- Система за абразивна дезактивация;
- Система за вентилация и климатизация;
- Работно място за сортиране на РАО;
- Работно място за фрагментиране на твърди РАО;
- Работно място за предварително преработване на РАО;
- Три помещения за буферно съхраняване на РАО;

- Лабораторен комплекс.

### **3. СЪОРЪЖЕНИЯ ЗА УПРАВЛЕНИЕ НА РАО НА ИИЯИЕ – ИЗСЛЕДОВАТЕЛСКИ РЕАКТОР ИРТ-2000**

#### ***3.1. Хранилище за реакторно оборудване***

За съхраняване на експлоатационните нискоактивни твърди РАО, категория 2. Обособено е в отделна сграда - стоманобетонна конструкция с размери 20x10 м, на площадката на ИРТ-2000. Капацитетът е съобразен със срока на експлоатация на ИРТ-2000.

#### ***3.2. Площадка за съхраняване на твърди РАО в СтБК***

За съхраняване на преработени твърди РАО категория 2 от частичния демонтаж на реактора. За опаковане на РАО се използва СтБК. Обособена е на площадката на ИРТ-2000, непосредствено до хранилището за реакторно оборудване, като стоманобетонната площадка с размери 16,7x6,5 м. Върху опаковките с РАО се изгражда временен ламаринен покрив. Капацитетът е 14 броя опаковки.

### **4. СЪОРЪЖЕНИЯ ЗА УПРАВЛЕНИЕ НА РАО ОТ ЗАКРИТИЯ УРАНОДОБИВ**

#### ***4.1. Хвостохранилище Бухово-1***

Разположено е на 1 km източно от град Бухово. От 1956 г. до 1960 г. е обслужвало дейността на хидрометалургичния завод “Металург” – Бухово. Хвостохранилището заема площ 24 хектара, има обем 1.3 млн. m<sup>3</sup> и е запълнено, сравнително добре уплътнено и частично рекултивирано.

#### ***4.2. Хвостохранилище Бухово-2***

Разположено е на 1 km източно от град Бухово. До 1992 г. е обслужвало дейността на хидрометалургичния завод “Металург” – Бухово. Хвостохранилището заема площ 14.5 хектара и е с обем 10 млн. m<sup>3</sup>. В периферията на хвостохранилището са депонирани траншейно радиоактивни отпадъци получени при техническата ликвидация на ПХП “Металург”. Съоръженията обслужвали дейността на хвостохранилището не работят. Изградена е автоматизирана помпена станция за инфилтрирала води.

#### ***4.3. Хвостохранилище “Елешница”***

Хвостохранилището е разположено на 3,0 km югоизточно от с. Елешница. До 1997 г. е обслужвало дейността на хидрометалургичен завод “Звезда” в с. Елешница. Заемана площ 231 дка. За пречистване на дренажните води е изградена пречиствателна станция.

#### ***4.4. Инсталация за сорбционно пречистване на замърсени с уран руднични води на участък “Чора”***

Разположена е в близост до град Бухово, за пречистване на замърсени с уран руднични води формирани от излив на води от устията на три от щолните и изливи на води от сондажи в района. Постъпващите за пречистване води са с дебит от 800 m<sup>3</sup> до 2100 m<sup>3</sup> за денонощие и съдържание на уран до 1,9 mg / l. Основно оборудване на инсталацията:

- две помпени станции за рудничните води;
- напорен резервоар с размери 10x39x2,5 м;
- два броя сорбционни колони с работен обем на всяка от тях 25 m<sup>3</sup>.

#### **4.5. Инсталация за сорбционно пречистване на замърсени с уран руднични води на участък “Бялата вода”**

Разположена е 30 км западно от гр. Долна баня за пречистване на замърсените с уран води формиращи от баража в дерето под бившите табани, от устието на щолня и от сондажи. Средният дебит на постъпващите гравитачно за пречистване води е 500 м<sup>3</sup>/денонощие. Основно оборудване на инсталацията:

- бараж под табаните и купово извличане;
- приемна шахта (резервоар – утайник);
- сорбционна колона с обем 28 м<sup>3</sup>;

#### **4.6. Инсталация за сорбционно пречистване на замърсени с уран руднични води на участък “Искра”**

Разположена е на 10 км северозападно от гр. Нови Искър. За пречистване на води, изтичащи от устието на щолня с дебит около 20 м<sup>3</sup> за денонощие и съдържание на уран 1 мг / л., които постъпват гравитачно за пречистване. Основно оборудване на инсталацията:

- сорбционна колона с обем 2 м<sup>3</sup>;
- съд за варуване на водите;
- приемен резервоар.

#### **4.7. Инсталация за регенерационна очистка на йонообменните смоли**

Неразделна част от технологичната схема на сорбционното почистване на руднични води от уран е „Линия за регенерационна очистка на йонообменни смоли” (ЛРОЙС). Разположена е на територията на бившия уранопреработвателен завод “Звезда”, 3 км южно от с. Елешница. Капацитетът на Линията е 0,5 м<sup>3</sup>/h регенерирана смола.

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

- промивка от механични примеси на постъпващата наситена смола;
- противотокова регенерация на сорбента с разтвор на сярна киселина 110g/l;
- екстрахиране на урана от регенерационния разтвор;
- реекстрахиране на урана и обработване до получаване на кристален амониев уранилтрикарбонат NH<sub>4</sub>UO<sub>2</sub>(CO<sub>3</sub>)<sub>3</sub>.

## ОТЧЕТ НА РАДИОАКТИВНИТЕ ОТПАДЪЦИ

### 1. СЪОРЪЖЕНИЯ ЗА УПРАВЛЕНИЕ НА РАО НА “АЕЦ КОЗЛОДУЙ” ЕАД

#### 1.1 Спецкорпус-3

##### 1.1.1. Твърди РАО – категория 2а

**Обем РАО** в ХРАО към 31.12.2013 – **547 m<sup>3</sup>**

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

#### Преработване

Преработени 2603 бр. 210-литрови варели.

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

**Радионуклиден състав [Bq/kg]:**  $^{134}\text{Cs} - 2 \cdot 10^4$ ,  $^{58}\text{Co} - 2 \cdot 10^4$ ,  $^{137}\text{Cs} - 6 \cdot 10^4$ ,  $^{60}\text{Co} - 2 \cdot 10^5$ .

##### 1.1.2 Твърди РАО – категория 2, допълнителна категория 2-III

**Обем РАО** към 31.12.2010 – **18 m<sup>3</sup>**

Физически компоненти – Основно метални РАО

##### 1.1.3 Течни РАО

**Течен радиоактивен концентрат** - категория 2а, допълнителна категория 2-С

**Обем РАО** към 31.12.10 г. – **1675 m<sup>3</sup>**

Общо описание - течни радиоактивни концентрати с общо солесъдържание на декантата  $80 \div 355$  г/л, концентрация на борна киселина от  $- 17 \div 63$  г/л, рН  $8 \div 12$ . Наличие на отложена твърда фаза, основно борати на натрия, шламове и утайки.

**Радионуклиден състав:**  $^{134}\text{Cs} - 2 \cdot 10^5 \div 2 \cdot 10^6$  Bq/dm<sup>3</sup>,  $^{137}\text{Cs} - 2 \cdot 10^5 \div 1 \cdot 10^7$  Bq/dm<sup>3</sup>,  $^{60}\text{Co} - 1 \cdot 10^4 \div 4 \cdot 10^4$  Bq/dm<sup>3</sup>.

##### 1.1.4 Отработили сорбенти - категория 2а

**Обем РАО** към 31.12.2010 - **135 m<sup>3</sup>**

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:**  $^{134}\text{Cs} - 2 \cdot 10^4 \div 1 \cdot 10^7$  Bq/dm<sup>3</sup>,  $^{137}\text{Cs} - 6 \cdot 10^4 \div 4 \cdot 10^7$  Bq/dm<sup>3</sup>,  $^{60}\text{Co} - 1 \cdot 10^6 \div 2 \cdot 10^6$  Bq/dm<sup>3</sup>,  $^{54}\text{Mn} - 2 \cdot 10^5 \div 5 \cdot 10^5$  Bq/dm<sup>3</sup>.

### 2. СЪОРЪЖЕНИЯ ЗА УПРАВЛЕНИЕ НА РАО НА ДП “РАО”



## 2.1 СП “ИЕ-КОЗЛОДУЙ“

### 2.1.1 Спецкорпус-1

#### 2.1.1.1 Твърди РАО - категория 2а, допълнителни категории 2-I и 2-II

Обем РАО към 31.12.2013г. - 300 m<sup>3</sup>

**Физически компоненти (обемни %) -** Метал (22%), Дърво (2%), Полимери (20%), Вата (0%), Смесени (56%).

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

#### 2.1.1.2 Течни РАО

Течен радиоактивен концентрат - категория 2а, допълнителна категория 2-С

Обем РАО към 31.12.2013г. - 2000 m<sup>3</sup>

**Общо описание** - Течни радиоактивни концентрати с общо солесъдържание на декантата 28 - 35 %, концентрация на борна киселина до 4%, рН 7-9 за отделните резервоари. Наличие на отложена твърда фаза, основно борати на натрия, шламове и утайки.

**Радионуклиден състав:** В декантата се регистрират: <sup>134</sup>Cs, <sup>137</sup>Cs, <sup>60</sup>Co, <sup>54</sup>Mn, <sup>58</sup>Co и <sup>110m</sup>Ag. В по-голямата част от случаите се регистрират първите три радионуклида, а за останалите специфичните активности са под минимално детектируемите при условията на измерването. Регистрираните активности са в следните диапазони: <sup>134</sup>Cs - 5.10<sup>4</sup> - 2.10<sup>6</sup> Вq/l, <sup>137</sup>Cs - 1.10<sup>6</sup> - 4.10<sup>7</sup> Вq/l, <sup>60</sup>Co - 3.10<sup>4</sup> - 1.10<sup>6</sup> Вq/l.

#### 2.1.1.3 Отработили сорбенти - категория 2

Обем РАО към 31.12.2013г. - 368 m<sup>3</sup> (БВС - 135 m<sup>3</sup>; БНС - 233 m<sup>3</sup>)

**Общо описание** - Отработили органични и неорганични сорбенти. Нивата на активност значително варират в зависимост от съотношението на сорбентите от различните източници. Сорбентите се съхраняват под вода в резервоарите. Разпределени са хомогенно в обема и се транспортират лесно. Физикохимичните характеристики са аналогични на тези на изходните сорбенти, които се използват при експлоатационната дейност. Около 70% обемни сорбент и около 30% обемни вода.

#### Радионуклиден състав:

Отработили сорбенти в БНС на СК-1: <sup>134</sup>Cs - 1.10<sup>5</sup> ÷ 9.10<sup>5</sup> Вq/kg, <sup>137</sup>Cs - 6.10<sup>6</sup> ÷ 3.10<sup>7</sup> Вq/kg, <sup>60</sup>Co - 1.10<sup>5</sup> ÷ 5.10<sup>6</sup> Вq/kg.

- Радионуклидният инвентар на РАО в БВС включва същите радионуклиди с активности съответно: <sup>134</sup>Cs - 5.10<sup>5</sup> ÷ 3.10<sup>6</sup> Вq/kg, <sup>137</sup>Cs - 6.10<sup>6</sup> ÷ 6.10<sup>7</sup> Вq/kg, <sup>60</sup>Co - 5.10<sup>6</sup> ÷ 8.10<sup>6</sup> Вq/kg.

Предстои обследване за оценка на трудноизмеряемите радионуклиди.

### 2.1.2 Спецкорпус-2

#### 2.1.2.1 Твърди РАО - категория 2а, допълнителни категории 2-I и 2-II

Обем РАО към 31.12.2013г. - 320 m<sup>3</sup>

**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	-

### 2.1.2.2 Течни РАО

**Течен радиоактивен концентрат** - категория 2а, допълнителна категория 2-С

**Обем РАО** към 31.12.2013г. – **1690 m<sup>3</sup>**

**Общо описание** - Течни радиоактивни концентрати със солесъдържание 8÷35 %, концентрация на борна киселина 20÷75 g/l, рН 7÷9 за отделните резервоари. Наличие на отложена твърда фаза, основно борати на натрия, шламове и утайки.

**Радионуклиден състав:** В по-голямата част от случаите се регистрират първите три радионуклида, а за останалите специфичните активности са под минимално детектируемите при условията на измерването. Регистрираните активности са в следните диапазони: <sup>134</sup>Cs - 1.10<sup>4</sup> ÷ 2.10<sup>6</sup> Вq/l, <sup>137</sup>Cs - 6.10<sup>6</sup> ÷ 4.10<sup>7</sup> Вq/l, <sup>60</sup>Со - 6.10<sup>4</sup> ÷ 1.10<sup>6</sup> Вq/l.

### 2.1.2.3 Отработили сорбенти - категория 2а

**Обем РАО** към 31.12.2013 - **240 m<sup>3</sup>** (БВС - 110 m<sup>3</sup>; БНС - 130 m<sup>3</sup>)

**Общо описание** - Отработили органични и неорганични сорбенти. Нивата на активност значително варират в зависимост от съотношението на сорбентите от различните източници. Сорбентите се съхраняват под вода в резервоарите. Разпределени са нехомогенно в обема и се транспортират лесно. Физикохимичните характеристики са аналогични на тези на изходните сорбенти, които се използват при експлоатационната дейност. Около 70% обемни сорбент и около 30% обемни вода.

**Радионуклиден състав:** Радионуклидният състав на отработилите сорбенти в БНС е: <sup>134</sup>Cs - 4.10<sup>5</sup> ÷ 6.10<sup>5</sup> Вq/kg, <sup>137</sup>Cs - 6.10<sup>5</sup> ÷ 4.10<sup>7</sup> Вq/kg, <sup>60</sup>Со - 3.10<sup>5</sup> ÷ 9.10<sup>6</sup>

Вq/kg.

Радионуклидният инвентар в БВС включва същите радионуклиди с активност съответно: <sup>134</sup>Cs - 4.10<sup>5</sup> ÷ 3.10<sup>6</sup> Вq/kg, <sup>137</sup>Cs - 6.10<sup>6</sup> ÷ 1.10<sup>7</sup> Вq/kg, <sup>60</sup>Со - 2.10<sup>6</sup> ÷ 7.10<sup>6</sup> Вq/kg.

### 2.1.3 Приреакторно хранилище за РАО на 1 и 2 блок

**2.1.3.1 Твърди РАО** - категория 2, допълнителна категория 2-III, с мощност на дозата над 10 mSv/h на контакт

**Обем РАО** към 31.12.2013г. - **52 m<sup>3</sup>**

### 2.1.4 Приреакторно хранилище за РАО на 3 и 4 блок

**2.1.4.1 Твърди РАО** - категория 2, допълнителна категория 2-III с мощност на дозата над 10 mSv/h на контакт;

**Обем РАО** към 31.12.2013г. - **32 m<sup>3</sup>**

## 2.2 СП “РАО – КОЗЛОДУЙ”

### 2.2.1 Склад за съхраняване на кондиционирани РАО.

**Твърди РАО** - категория 2а, допълнителни категории 2-I и 2-II

**Брой опаковки**, съхранявани към 31.12.2013г.

<i>Опаковка на кондиционираните РАО, тип</i>	<i>Брой опаковки</i>
СтБК-1	296
СтБК-3	985
СтБК-2	87
Общо	1368

**Радионуклиден състав на кондиционираните РАО в СтБК-1, [Bq/kg]:**

$^{54}\text{Mn} - 1.10^1$	$^{134}\text{Cs} - 2.10^3$
$^{60}\text{Co} - 4.10^4$	$^{137}\text{Cs} - 4.10^4$

**Радионуклиден състав на кондиционираните РАО в СтБК-3, [Bq/kg]:**

$^{54}\text{Mn} - 4.10^3$	$^{110\text{m}}\text{Ag} - 2.10^3$
$^{57}\text{Co} - 3.10^2$	$^{134}\text{Cs} - 5.10^5$
$^{60}\text{Co} - 2.10^5$	$^{137}\text{Cs} - 2.10^7$

**Радионуклиден състав на кондиционираните РАО в СтБК-2, [Bq]:**

$^{54}\text{Mn} - 8.10^8$	$^{110\text{m}}\text{Ag} - 3.10^8$
$^{59}\text{Fe} - 3.10^8$	$^{134}\text{Cs} - 9.10^8$
$^{57}\text{Co} - 1.10^7$	$^{137}\text{Cs} - 3.10^{10}$
$^{60}\text{Co} - 7.10^{10}$	$^{95}\text{Nb} - 2.10^5$

**2.2.2 Траншейно хранилище**

Твърди РАО - категория 2а, допълнителни категории 2-I и 2-II

Обем РАО към 31.12.2013 – **2334,77 m<sup>3</sup>**

**Физически компоненти (обемни %) на необработените РАО** – Текстил (19,32%), Метал (13,41%), Стружки (0,16%), Дърво (6,37%), Строителни отпадъци (7,53%), Полимери (1,16%), Вата (7,47%), Гума (0,18%), Хартия (0,01%), Смесени (44,39%).

**Обработване**

Суперпресовани – 1649,64 m<sup>3</sup>

Непреработени – 680,93 m<sup>3</sup>

	Съхранявани отпадъци (обемни %)	Коефициент на редуция на обема на изходните РАО
Предпресоване		
Суперпресоване	71	7
Опаковане	-	-
Необработени	29	-

**Радионуклиден състав на обработените РАО, [Bq/kg]:**

$^{54}\text{Mn} - 9.10^2$	$^{110\text{m}}\text{Ag} - 9.10^2$
$^{59}\text{Fe} - 1.10^2$	$^{134}\text{Cs} - 1.10^3$
$^{58}\text{Co} - 4.10^2$	$^{137}\text{Cs} - 4.10^4$
$^{60}\text{Co} - 4.10^4$	$^{95}\text{Nb} - 2.10^2$

**2.2.3 Склад за съхраняване на преработени твърди РАО**

Твърди РАО - категория 2а, допълнителни категории 2-I и 2-II

Обем РАО към 31.12.2013 – **326,60 m<sup>3</sup>**

**Физически компоненти (обемни %) -** Текстил (8%), Метал (29%), Строителни отпадъци (20%), вата (14%), Смесени (29%).

### Обработване

	Обработени отпадъци (обемни %)	Коефициент на редукция на обема изходните РАО
Предпресоване	-	-
Суперпресоване	100	7
Опаковане	-	-
Необработени	-	-

### 2.2.4 Площадки (№1 и №2) за съхраняване на твърди РАО в стоманобетонни контейнери

Твърди РАО - категория 2а, допълнителни категории 2-I и 2-II

Брой опаковки, съхранявани към 31.12.2013 - СтБК-2 - 279 бр. на Площадка № 2

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

Радионуклиден състав, [Bq]:

$^{54}\text{Mn} - 3.10^8$	$^{134}\text{Cs} - 2.10^9$
$^{60}\text{Co} - 4.10^{10}$	$^{137}\text{Cs} - 5.10^{10}$
$^{110\text{m}}\text{Ag} - 1.10^8$	

### 2.2.5 Площадка за съхраняване на твърди РАО в голямотонажни контейнери

Твърди РАО - категория 2а, допълнителна категория 2-I

Обем РАО към 31.12.2013 - 180 m<sup>3</sup>

Физически компоненти (обемни %) - Метал (38%), Строителни отпадъци (62%).

Обработване

	Обработени отпадъци (обемни %)	Коефициент на редукция на обема на изходните РАО
Предпресоване	70	3
Суперпресоване	-	-
Опаковане	-	-
Необработени	30	-

Радионуклиден състав на обработените РАО, [Bq/kg]:

$^{54}\text{Mn} - 2.10^2$	$^{134}\text{Cs} - 3.10^3$
$^{60}\text{Co} - 1.10^4$	$^{137}\text{Cs} - 9.10^3$

## 2.3. СП "ПХРАО - НОВИ ХАН"

### 2.3.1 Хранилище за твърди РАО

Обем на съхраняваните към 31.12.2013 г. РАО - 80 m<sup>3</sup>.

Радионуклид	Активност, Вq
H-3	$1.10^{11}$
C-14	$4.10^{11}$
Co-60	$2.10^{11}$
Sr-90	$6.10^{11}$
Cs-137	$3.10^{12}$
<i>Обща активност:</i>	$4.10^{12}$

### 2.3.2 Хранилище за биологични PAO

Обем на съхраняваните към 31.12.2013 г. PAO -  $64 \text{ m}^3$ .

Радионуклид	Активност, Вq
H-3	$5.10^9$
C-14	$1.10^{10}$
Co-60	$2.10^9$
Sr-90	$1.10^{10}$
Cs-137	$8.10^{10}$
<i>Обща активност</i>	$2.10^{11}$

### 2.3.3 Хранилище за закрити източници

Обем на съхраняваните към 31.12.2013 г. PAO -  $0,65 \text{ m}^3$ .

Радионуклид	Активност, Вq
Co-60	$1.10^{12}$
Sr-90	$5.10^{10}$
Cs-137	$4.10^{13}$
Ra-226	$6.10^{11}$
Pu-239	$2.10^{11}$
<i>Обща активност</i>	$5.10^{13}$

### 2.3.4 Инженерна траншея за твърди PAO

Обем на съхраняваните към 31.12.2013 г. PAO -  $160 \text{ m}^3$ .

Радионуклид	Активност, Вq
Co-60	$4.10^{10}$
Sr-90	$1.10^{11}$
Cs-137	$5.10^{11}$
<i>Обща активност</i>	$6.10^{11}$

В инвентара присъстват още и: H-3, Na-22, Fe-55, Ni-63, Kr-85, Ba-133, Tl-204, Am-241, чиито дял в общата активност е 1,7%.

### 2.3.5 Хранилище за течни PAO

Обем на съхраняваните към 31.12.2013 г. течни PAO –  $25,2 \text{ m}^3$ .

Радионуклид	Активност, Вq
Co-60	$2 \cdot 10^6$
Cs-137	$4 \cdot 10^7$
Sr-90	$1 \cdot 10^7$
H-3	$8 \cdot 10^7$
Алфа-емитери	$3 \cdot 10^5$
Обща активност	$1 \cdot 10^8$

### 2.3.6 Площадка № 1 и 1А за съхраняване на твърди РАО

Обем на съхраняваните към 31.12.2013 г. твърди РАО  $215 \text{ m}^3$  в 13 бр. стандартни ЖПК.

Радионуклиден състав към 31.12.2013 г. на съхраняваните РАО.

Радионуклид	Активност, Вq
Am-241	$3 \cdot 10^{11}$
Am-Be	$1 \cdot 10^{12}$
Ba-133	$1 \cdot 10^4$
C-14	$2 \cdot 10^9$
Cl-36	$5 \cdot 10^9$
Cm-244	$6 \cdot 10^9$
Co-57	$5 \cdot 10^7$
Co-60	$3 \cdot 10^{12}$
Cs-137	$3 \cdot 10^{10}$
Kr-85	$2 \cdot 10^{11}$
Pu*	$2 \cdot 10^{12}$
Pu-239	$5 \cdot 10^{10}$
Pu-Be	$2 \cdot 10^{12}$
Ra-226	$1 \cdot 10^7$
Sr-90	$1 \cdot 10^{11}$
U-238	$2 \cdot 10^{10}$
Обща активност:	$1 \cdot 10^{13}$

### 2.3.7 Площадка № 2 за съхраняване на твърди РАО

Радионуклиден състав към 31.12.2013 г. на съхраняваните РАО.

Радионуклид	Активност, Вq
Am-241	$3 \cdot 10^{12}$
C-14	$9 \cdot 9^{10}$
Co-60	$1 \cdot 10^{15}$
Cs-137	$2 \cdot 10^{15}$
Pu-Be	$1 \cdot 10^{09}$
Pu*	$8 \cdot 10^{10}$
Ra-226	$6 \cdot 10^{10}$
Sr-90	$1 \cdot 10^{11}$
Обща активност	$3 \cdot 10^{15}$

### 2.3.8 Площадка № 4 за съхраняване на нискоактивни РАО

Обем на съхраняваните към 31.12.2013 г. РАО –  $76,4 \text{ m}^3$ .

Радионуклид	Активност, Вq
Am-241	$9 \cdot 10^9$
Cm-244	$8 \cdot 10^9$
Pm-147	$2 \cdot 10^9$
Co-60	$3 \cdot 10^{13}$
Cs-137	$3 \cdot 10^{12}$
H-3	$2 \cdot 10^9$
Pu*	$3 \cdot 10^8$
Sr-90	$2 \cdot 10^9$
Ra-226	$9 \cdot 10^8$
<i>Обща активност</i>	$3 \cdot 10^{13}$

### 3. ИЯИЯЕ - БАН

#### 3.1 Хранилище за реакторно оборудване

Твърди РАО - категория 2а

Количество РАО към 31.12.2013 – два бр. топлообменници и пет бр. механични и йонообменни филтри от 1 циркуляционен кръг на ИРТ-2000.

**Физически компоненти (обемни %)** – предимно метални РАО, генерирани при частичния демонтаж на ИРТ-2000; замърсено работно облекло, лични предпазни средства и материали и консумативи от ремонтни работи.

##### *Обработване*

Извършено обработване – сортиране в 6 бр. варели (200 l)

#### 3.2 Площадка за съхраняване на твърди РАО в СтБК

Твърди РАО - категория 2а

Количество РАО към 31.12.2013 – 9850 кг.

**Физически компоненти (обемни %)** – предимно метални РАО, генерирани при частичния демонтаж на ИРТ-2000 – стомана, алуминий и желязо, по-малки количества графит, бетон, гума и пластмаси.

##### *Обработване*

Извършено опаковане в 6 бр. контейнери тип СтБК

Радионуклиден състав – предимно Co-60, C-14, Eu-152.

### 4. Обекти на уранодобива

#### 4.1 Хвостохранилище Бухово-1

Количество депонирани РАО - 1.3 млн.  $m^3$  хвост.

#### 4.2 Хвостохранилище Бухово-2

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

#### 4.3 Хвостохранилище Елешница

Количество депонирани РАО 9.0 млн. тона хвост, в това число 7.680 млн. тона твърд отпадък, 1700  $m^3$  отработени йонообменни смоли и неизвестно количество твърди РАО от ликвидацията на хидрометалургичния завод “Звезда” – Елешница;

Оценена активност -  $1,5 \cdot 10^{15}$  Вq.

**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;
- 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;
- 1.6. КОНВЕНЦИЯ за ядрена безопасност;
- 1.7. КОНВЕНЦИЯ за достъп до информация, участие на обществеността в процеса на взимане на решения и достъп до правосъдие по въпроси на околната среда;
- 1.8. КОНВЕНЦИЯ за оценка на въздействието върху околната среда в трансграничен контекст;
- 1.9. ДОГОВОР за неразпространение на ядреното оръжие;
- 1.10. СПОРАЗУМЕНИЕ между Република Австрия, Кралство Белгия, Кралство Дания, Република Финландия, Федерална република Германия, Гръцката република, Ирландия, Италианската република, Великото херцогство Люксембург, Кралство Нидерландия, Португалската република, Кралство Испания, Кралство Швеция, Европейската общност за атомна енергия (ЕВРАТОМ) и Международната агенция за атомна енергия (МААЕ) за прилагане на член III (1) и (4) от Договора за неразпространение на ядреното оръжие (78/164/ЕВРАТОМ, съответно IAEA INFCIRC 193);
- 1.11. ДОПЪЛНИТЕЛЕН ПРОТОКОЛ (1999/188 ЕВРАТОМ, съответно IAEA INFCIRC 193 add. 8) към Споразумението между Република Австрия, Кралство Белгия, Кралство Дания, Република Финландия, Федерална република Германия, Гръцката република, Ирландия, Италианската република, Великото херцогство Люксембург, Кралство Нидерландия, Португалската република, Кралство Испания, Кралство Швеция, Европейската общност за атомна енергия (ЕВРАТОМ) и Международната агенция за атомна енергия (МААЕ) за прилагане на член III (1) и (4) от Договора за неразпространение на ядреното оръжие;
- 1.12. СПОГОДБА между правителството на Народна Република България и правителството на Република Гърция за оперативно уведомяване при ядрена авария и обмен на информация за ядрени съоръжения, 23 април 1989 г.;
- 1.13. СПОРАЗУМЕНИЕ между Комитета за използване на атомната енергия за мирни цели и Гръцката Комисия по атомна енергия на Република Гърция за оперативно уведомяване при ядрена авария и обмен на информация за ядрени съоръжения, подписано на 15 февруари 1991 г.



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

1.15. 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;

1.16. 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;

1.17. СПОРАЗУМЕНИЕ между Агенцията за ядрено регулиране на Република България и Държавния комитет за ядрено регулиране на Украйна за сътрудничество в областта на държавното регулиране и контрол на безопасността при използване на атомната енергия, подписано на 30 януари 2003 г.;

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

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

1.20. 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;

1.21. СПОРАЗУМЕНИЕ между правителството на Република България и Кабинета на министрите на Украйна за оперативно уведомяване при ядрени аварии и за сътрудничество в областта на ядрената и радиационната безопасност;

1.22. СПОРАЗУМЕНИЕ между Агенцията за ядрено регулиране на Република България и Дирекцията за радиационна защита на Република Македония за сътрудничество в областта на радиационната защита;

1.23. СПОГОДБА между правителството на Република България, правителството на Руската федерация и Кабинета на министрите на Украйна в областта на превозите на ядрени материали между Руската федерация и Република България и през територията на Украйна;

1.24. СПОГОДБА между правителството на Република България, правителството на Република Молдова, правителството на Руската федерация и Кабинета на министрите на Украйна за сътрудничество в областта на транспортирането на ядрени материали между Република България и Руската федерация през територията на Украйна и територията на Република Молдова;

1.25. СПОРАЗУМЕНИЕ между Комитета за използване на атомната енергия за мирни цели и Министерството на икономиката на Словашката република за сътрудничество в областта на държавното регулиране на безопасността при използване на атомната енергия за мирни цели, подписано на 29 септември 1999 г. във Виена;

1.26. СПОРАЗУМЕНИЕ между правителството на Република България и правителството на Република Аржентина за сътрудничество в областта на мирното използване на ядрената енергия, подписано на 1 август 2000 г. в Буенос Айрес;

1.27. СПОГОДБА между Република България и Съединените американски щати за използване на ядрената енергия за мирни цели, подписана в София през месец юни 1994 г.;

1.28. СПОРАЗУМЕНИЕ между Агенцията за ядрено регулиране на Република България и Комисията за ядрено регулиране на Съединените американски щати за обмен на техническа информация и сътрудничество по въпросите на ядрената безопасност;

1.29. СПОРАЗУМЕНИЕ между Агенцията за ядрено регулиране на Република България и Комисията за ядрено регулиране на Съединените американски щати за обмен на техническа информация и сътрудничество по въпросите на ядрената безопасност;

1.30. СПОРАЗУМЕНИЕ между Агенцията за ядрено регулиране на Република България и Федералната служба по екологичен, технологичен и атомен надзор на Руската федерация за сътрудничество в областта на регулирането на ядрената и радиационната безопасност при използването на атомна енергия за мирни цели;

1.31. СПОГОДБА между правителството на Република България и правителството на Руската федерация за сътрудничество по внос в Руската федерация на отработено ядрено гориво от изследователски реактор;

1.32. СПОГОДБА между правителството на Република България и правителството на Руската федерация за сътрудничество по износ от Република България и внос в Руската федерация на отработено ядрено гориво от изследователски реактор.

## **2. Закони**

2.1. ЗАКОН за безопасно използване на ядрената енергия;

2.2. ЗАКОН за опазване на околната среда;

2.3. ЗАКОН за здравето;

2.4. ЗАКОН за устройство на територията.

## **3. Подзаконовни нормативни актове**

3.1. НАРЕДБА за основните норми за радиационна защита;

3.2. НАРЕДБА за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво;

3.3. НАРЕДБА за безопасност при управление на радиоактивните отпадъци;

3.4. НАРЕДБА за безопасност при извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения;

3.5. НАРЕДБА за условията и реда за предаване на радиоактивни отпадъци на Държавно предприятие "Радиоактивни отпадъци";

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";

3.7. НАРЕДБА за установяване, събиране, разходване и контрол на средствата и определяне размера на дължимите вноски по фонд "Радиоактивни отпадъци";

3.8. НАРЕДБА за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия;

3.9. НАРЕДБА за радиационна защита при дейности с източници на йонизиращи лъчения;

3.10. НАРЕДБА за осигуряване безопасността на ядрените централи;

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;

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;

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;

3.14. НАРЕДБА за аварийно планиране и аварийна готовност при ядрена и радиационна авария;

3.15. НАРЕДБА за осигуряване на физическата защита на ядрени съоръжения, ядрения материал и радиоактивните вещества;

3.16. НАРЕДБА за условията и реда за определяне на зони с особен статут около ядрени съоръжения и обекти с източници на йонизиращи лъчения;

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;

3.18. НАРЕДБА за осигуряване безопасността на изследователските ядрени инсталации;

3.19. НАРЕДБА за условията и реда за извършване на превоз на радиоактивни вещества;

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;

3.21. НАРЕДБА за условията и реда за извършване на оценка на въздействието върху околната среда;

3.22. УСТРОЙСТВЕН ПРАВИЛНИК на Агенцията за ядрено регулиране;

3.23. НАРЕДБА за реда за заплащане на таксите по Закона за безопасно използване на ядрената енергия;

3.24. ТАРИФА за таксите събирани от Агенцията за ядрено регулиране по Закона за безопасно използване на ядрената енергия;

3.25. НАРЕДБА № 9 от 21.03.2005 г. за условията и реда за създаване и поддържане на публичен регистър на обектите с обществено предназначение, контролирани от регионалните здравни инспекции;

3.26. НАРЕДБА за радиационна защита при дейности с материали с повишено съдържание на естествени радионуклиди;

3.27. НАРЕДБА за радиационна защита при дейности с радиационни дефектоскопи.

## ЧОВЕШКИ И ФИНАНСОВИ РЕСУРСИ ПРИ УПРАВЛЕНИЕ НА ОГ И РАО

### I. Човешки ресурси

Съгласно изискванията на ЗБИЯЕ управлението на радиоактивните отпадъци и на отработеното гориво се извършва само след получаване на разрешение и/или лицензия от Агенцията за ядрено регулиране за безопасно осъществяване на тази дейност.

Лицензиантите носят пълната отговорност за осигуряване безопасността на съоръженията и дейностите. Отговорностите на организационните подразделения и длъжностните лица в АЕЦ „Козлодуй“ при експлоатацията на ядрените съоръжения са ясно разпределени и документирани.

В изпълнение на тези изисквания на ЗБИЯЕ лицензиантите имат изградена и действаща система за подбор и квалификация на персонала.

За осигуряване на квалифициран и компетентен персонал се прилага система за подбор, която изисква:

- проверка на здравния статус и разрешение за работа в среда на йонизиращи лъчения, което се извършва от собствена служба по трудова медицина;
- провеждане на психо-физиологични изследвания за съответствие на личностните качества на кандидатите за оперативен персонал, работещ с РАО и ОГ с необходимите изисквания за заемане на длъжността и издаване на заключение за пригодност – извършва се от квалифицирани психолози. Министерството на здравеопазването оказва методическо ръководство на този процес.
- провеждане на професионален подбор – проверка на съответствието на кандидатите с изискванията на длъжностната характеристика за степен на образование, придобита специалност, гарантираща придобит минимум от знания и изисквания се трудов стаж.

Длъжностните характеристики са изготвени 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 и включват функциите, свързани с безопасната експлоатация на ядрени съоръжения, необходимия минимум знания в областта на използване на ядрената енергия, ядрената безопасност и радиационна защита и необходимата правоспособност.

За осъществяване на специализираното обучение и поддържане на квалификацията на персонала АЕЦ „Козлодуй“ разполага със собствен учебно-тренировъчен център и притежава лицензия за извършване на специализирано обучение.

Дейностите по управление на РАО и ОГ са осигурени с достатъчен на брой и квалифициран персонал. Конкретните длъжности, броят и изискващата се минимална образователна степен за заемане на длъжността са определени в длъжностните щатни разписания на лицензиантите.

От месец март 2013 год. обслужващия персонал на 3 и 4 блок на АЕЦ „Козлодуй“ беше прехвърлен към ДП „РАО“ – СП “Управление на РАО - 3 и 4 блок“.

От началото на 2014 год. персоналят на 1 до 4 блок е включен в структурата на ДП „РАО“ – СП “Извеждане от експлоатация“.

## II. Финансови ресурси при управлението на ОГ и РАО

### АЕЦ „Козлодуй“

Дейностите по управление на ОГ, РАО и извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения и осигуряване и поддържане на безопасността на съоръженията за управление на ОГ и РАО се финансират от различни източници, както следва:

#### Собствени средства

Разходите на АЕЦ „Козлодуй“ за управление на ОГ, за неговото съхранение, извозване и технологична преработка в Русия, се признават за разход при определяне на цената на електроенергията от секторния регулатор – Държавната комисия за енергийно и водно регулиране. Съответно, тези разходи се финансират със собствени средства – от приходите от продажба на електроенергия.

Неизразходваните средства, признати при ценообразуването през текущата година, се провизират. Управлението на тези средства - внасят се в целева сметка, открита от АЕЦ „Козлодуй“ в банка и при условия, одобрени от МИЕТ. Натрупаните средства в сметката се разходват само за покриване на разходи за дейностите по извозване, технологично съхранение и преработване на ОГ, останали неосъществени от предходни години.

#### Фонд РАО и фонд ИЕ

Редът за събиране и изразходване на средства във фондовете е определен в *Наредба за реда за установяване, събиране, разходване и контрол на средствата и за размера на дължимите вноски във фонд РАО и Наредба за реда за установяване, събиране, разходване и контрол на средствата и за размера на дължимите вноски във фонд ИЕ.*

След представянето на четвъртия национален доклад не са правени промени в методиката за определяне на размера на месечните вноски, които АЕЦ „Козлодуй“ внася в двата фонда. За периода от 1 януари 2011 г. до 30 юни 2014 г., вноските на АЕЦ „Козлодуй“ във фондовете и разходите са както следва:

<b>Фонд РАО - внесени / разходвани суми от АЕЦ „Козлодуй“, лв.</b>		
Години	Внесени	Разходвани
2011	25 127 843	0
2012	24 169 127	0
2013	21 728 170	0
От 01.01.2014 до 30.06.2014	12 170 731	0
Общо за периода:	83 195 871	0

<b>Фонд ИЕ - внесени / разходвани суми от АЕЦ „Козлодуй“, лв.</b>		
Години	Внесени	Разходвани
2011	62 819 608	0
2012	60 422 819	894 834
2013	54 301 369	5171
От 01.01.2014 до 30.06.2014	30 426 827	0
Общо за периода:	207 970 623	900 005

### **ДП "РАО"**

Дейностите по управление на РАО и подготовката за извеждане от експлоатация се финансират от Фонд „РАО“ и Международен фонд „Козлодуй“

След представянето на четвъртия национален доклад няма промени в устройството и правилата на работа на Международния фонд "Козлодуй". Разходи за финансиране по години до 31.12.2013 г.

Година	от фонд "РАО"	от Международен фонд „Козлодуй“	Общо
2011	28 308 480	5 611 215	33 919 695
2012	28 145 533	7 738 878	35 884 411
2013	29 133 301	31 370 964	60 504 265
Общо за периода:	85 587 314	44 721 057	130 308 371

## КЛАСИФИКАЦИЯ НА РАО СЪГЛАСНО НАРЕДБА ЗА БЕЗОПАСНОСТ ПРИ УПРАВЛЕНИЕ 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 полуразпад, по-кратък или равен на периода на полуразпад на Cs-137), и дългоживеещи алфа-активни радионуклиди със специфична активност, по-малка или равна на  $4 \cdot 10^6$  Bq/kg за отделна опаковка и по-малка или равна на  $4 \cdot 10^5$  Bq/kg в целия обем на РАО;

б) **Категория 2б** – дългоживеещи ниско- и средноактивни отпадъци, съдържащи дългоживеещи алфа-активни радионуклиди (с период на полуразпад, по-дълъг от периода на полуразпад 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 допълнителни категоризации, които са обект на преглед от регулиращия орган. Такава допълнителна категоризация, ориентирана към спецификата на прилаганите методи за манипулиране и преработване на РАО, е въведена в АЕЦ „Козлодуй“ и СП „РАО – Козлодуй“.

Прилагат се следните допълнителни категории, дефинирани в зависимост от мощността на дозата, измерена на 0.1 м разстояние от повърхността за твърдите РАО:

2-I – от  $1 \mu\text{Sv/h}$  до  $0.3 \text{ mSv/h}$ ;

2-II – от  $0.3 \text{ mSv/h}$  до  $10 \text{ mSv/h}$ ;

2-III – над  $10 \text{ mSv/h}$ .

За течните РАО са въведени следните допълнителни категории в зависимост от специфичната обща активност:

2-H – по-малко от  $4 \cdot 10^5$  Bq/l;

2-C – от  $4 \cdot 10^5$  до  $8 \cdot 10^7$  Bq/l;

2-B – над  $8 \cdot 10^7$  Bq/l.