



**ШЕСТИ НАЦИОНАЛЕН ДОКЛАД  
НА РЕПУБЛИКА БЪЛГАРИЯ**

**ЗА ИЗПЪЛНЕНИЕ НА ЗАДЪЛЖЕНИЯТА ПО  
ЕДИННАТА КОНВЕНЦИЯ  
ЗА БЕЗОПАСНОСТ ПРИ УПРАВЛЕНИЕ НА  
ОТРАБОТЕНО ГОРИВО И  
ЗА БЕЗОПАСНОСТ ПРИ УПРАВЛЕНИЕ НА  
РАДИОАКТИВНИ ОТПАДЪЦИ**

София, 2017 г.

## СЪДЪРЖАНИЕ

Списък на използваните съкращения.....	3
<b>Резюме.....</b>	<b>4</b>
<b>Раздел А. Увод.....</b>	<b>11</b>
<b>Раздел В. Политики и практики .....</b>	<b>13</b>
Член 32. Представяне на доклади .....	13
<b>Раздел С. Област на прилагане .....</b>	<b>19</b>
Член 3. Област на прилагане .....	19
<b>Раздел D. Отчети (инвентарни количества) и списъци.....</b>	<b>20</b>
Член 32 Представяне на доклади, т.2.....	20
<b>Раздел Е. Законодателна и регулираща система .....</b>	<b>26</b>
Член 18. Мерки за изпълнение .....	26
Член 19. Законодателна и регулираща основа.....	26
Член 20. Регулиращ орган.....	29
<b>Раздел F: Други общи разпоредби по безопасност.....</b>	<b>32</b>
Член 21. Отговорност на притежателя на разрешение .....	32
Член 22. Човешки и финансови ресурси .....	33
Член 23. Осигуряване на качеството .....	36
Член 24. Радиационна защита по време на експлоатация .....	38
Член 25. Аварийна готовност .....	46
Член 26. Извеждане от експлоатация .....	49
<b>Раздел G: Безопасност при управление на отработено гориво.....</b>	<b>52</b>
Член 4. Общи изисквания за безопасност .....	52
Член 5. Съществуващи съоръжения .....	55
Член 6. Избор на площадка за предложени съоръжения.....	57
Член 7. Проектиране и изграждане на съоръжения .....	59
Член 8. Оценка на безопасността на съоръжения .....	60
Член 9. Експлоатация на съоръжения.....	62
Член 10. Погребване на отработено гориво .....	65
<b>Раздел H: Безопасност при управление на радиоактивни отпадъци.....</b>	<b>66</b>
Член 11. Общи изисквания по безопасност .....	66
Член 12. Съществуващи съоръжения и предишни практики.....	71
Член 13. Избор на площадка за предложени съоръжения.....	73
Член 14. Проектиране и изграждане на съоръжения .....	75
Член 15. Оценка на безопасността на съоръжения .....	77
Член 16. Експлоатация на съоръжения .....	81
Член 17. Мерки за ведомствен контрол след затваряне .....	85
<b>Раздел I. Трансграничен превоз.....</b>	<b>86</b>
Член 27. Трансграничен превоз .....	86
<b>Раздел J: Използвани закрити източници .....</b>	<b>89</b>
Член 28. Използвани закрити източници .....	89
<b>Раздел K: Планирани дейности по повишаване на безопасността .....</b>	<b>91</b>
<b>Раздел L: Приложения .....</b>	<b>94</b>

## Списък на използваните съкращения в шестия 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 високо активни сорбенти  
БНС – Бак за ниско активни 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

## РЕЗЮМЕ

Този доклад е изготвен от Република България в съответствие с член 32 на Единната Конвенция за безопасност при управление на отработено ядрено гориво и за безопасност при управление на радиоактивни отпадъци. Той представя прогреса в управлението на ОЯГ и РАО и напредъка на извеждането от експлоатация на ядрени съоръжения в рамките на шестия преглед по Единната Конвенция.

### 1. Обща рамка

*Законът за безопасно използване на ядрената енергия* урежда обществените отношения, свързани с държавното регулиране на безопасното използване на ядрената енергия и йонизиращите лъчения и с безопасното управление на радиоактивните отпадъци и отработеното гориво, както и правата и задълженията на лицата, които осъществяват тези дейности, за осигуряване на ядрената безопасност и сигурност и радиационната защита.

Ядрената енергия и йонизиращите лъчения се използват в съответствие с изискванията и принципите на ядрената безопасност и радиационната защита с цел осигуряване защитата на човешкия живот, здравето и условията на живот на сегашното и бъдещите поколения, околната среда и материалните ценности от вредното въздействие на йонизиращите лъчения.

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 Агенцията за ядрено регулиране, който е независим специализиран орган на изпълнителната власт.

### 2. Ядрени съоръжения

В Република България има следните ядрени съоръжения:

- 2 енергийни реактора в експлоатация;
- 4 енергийни реактора в процес на извеждане от експлоатация;
- 2 хранилища за ОЯГ в експлоатация;
- 1 спрян изследователски реактор;
- Национално хранилище за погребване на ниско- и средноактивни краткоживеещи РАО на етап строителство;
- Хранилище за РАО от ядрени приложения „Нови Хан“ в експлоатация;
- Съоръжение за управление на РАО – СП „РАО – Козлодуй“ в експлоатация;
- Инсталация за плазмено изгаряне - на етап въвеждане в експлоатация.

ОЯГ от двата енергийни реактора се съхранява в приреакторни басейни и в хранилище за ОЯГ на площадката на АЕЦ „Козлодуй“.

Енергийните реактори в процес на извеждане от експлоатация и техните приреакторни басейни са освободени от ОЯГ. ОГ от тези ЯС се съхранява в съоръженията за съхраняване на ОГ на площадката на АЕЦ „Козлодуй“.

Изследователският реактор е освободен от ОЯГ.

Изгражда се Национално хранилище за погребване на ниско- и средноактивни краткоживеещи РАО.

Хранилище за РАО от ядрени приложения „Нови Хан“ приема за съхранение всички РАО, генерирани извън АЕЦ.

Съоръжението за управление на РАО – СП „РАО – Козлодуй“ служи за кондициониране и временно съхраняване на РАО, генерирани от експлоатацията на АЕЦ „Козлодуй“.

### 3. Матрица на Република България

Вид отговорност	Дългосрочна политика	Финансиране	Сегашна практика/ съоръжения	Планирани съоръжения
ОЯГ	Преработване извън страната	Финансира се от оператора	Съхраняване в „мокро“ и сухо хранилища за ОЯГ на площадката на АЕЦ / Съхраняване и преработване извън страната	
РАО от ядрено-горивния цикъл	Погребване	Фонд РАО	Обработване и съхраняване на площадката на АЕЦ „Козлодуй“	Национално хранилище за ниско- и средноактивни краткоживеещи РАО - на етап строителство; Хранилище за междинно дълговременно съхранение на ВАО и дългоживеещи ниско- и средноактивни РАО.
РАО от ядрени приложения	Погребване	Фонд РАО	Складиране в СП“РАО-Нови Хан“	Национално хранилище за ниско- и средно-активни краткоживеещи РАО - на етап строителство; Хранилище за междинно дълговременно съхранение на ВАО и дълго-живуци ниско- и средно-активни РАО.
Извеждане от експлоатация	Стратегия за непрекъснат монтаж	Фонд РАО фонд ИЕ Фонд KIDS	Извеждане от експлоатация на 1 – 4 блок на АЕЦ „Козлодуй“	Национално хранилище за РАО - на етап строителство; Инсталация за плазмено изгаряне - на етап въвеждане в експлоатация
Излезли от употреба закрити ИЙЛ, вкл. безстопанствен и ИЙЛ	Връщане на производителя; погребване	Фонд РАО	Складиране в СП“РАО-Нови Хан“	Национално хранилище за ниско- и средно-активни краткоживеещи РАО - на етап строителство; Хранилище за междинно дълговременно съхранение на ВАО и дълго-живуци ниско- и средно-активни РАО.

#### **4. Предизвикателства за Република България, отбелязани на петия преглед**

По време на петия преглед бяха идентифицирани следните предизвикателства:

- Да се определи техническата спецификация (включително обеми) на отпадъчната форма на ВАО, подлежаща на връщане от Руската федерация;

Предложен е вариант на методиката, по която да се направи оценка на количествата и активностите на подлежащите на връщане ВАО. Понастоящем работен вариант се разглежда от експерти на АЕЦ „Козлодуй“.

- Да се разработи и внедри стратегия за дългосрочно управление и погребване на ВАО и дълго-живеещи ниско- и средноактивни РАО.

Разработва се програма за изследване и изграждане на съоръжение за подземно геоложно погребване на високоактивни и средно активни дългоживеещи РАО, категория 2б, която предвижда извършване на анализ на възможните варианти за дългосрочно управление на тези отпадъци.

- Завършване на дейностите по рекултивация на площадка Бухово;

Изпълняват се проектни дейности по рекултивация на площадка Бухово

- Извършване на допълнителна оценка на разходите за извеждане от експлоатация на АЕЦ и за съоръжения за погребване, за да се осигурят адекватни средства във фондовете;

През 2014 г. са актуализирани прогнозните разходи за извеждане от експлоатация на 1 – 4 блок на АЕЦ „Козлодуй“, които са заложи в окончателните планове за извеждане от експлоатация.

По отношение на блокове 5-6 на АЕЦ „Козлодуй“ към настоящия момент е разработен предварителен вариант за извеждането им от експлоатация, в който са разгледани възможностите за извеждане от експлоатация, най-общо са определени дейностите, които трябва да бъдат извършени и тяхната последователност и времетраене.

Предстои да бъде разработена и утвърдена методология за определяне на разходите за финансиране на извеждането от експлоатация на блокове 5 и 6.

На база на методологията ще бъде извършена преоценка на годишни вноски в държавните фондове, с цел гарантиране на достатъчно финансови средства за дейностите по извеждане от експлоатация след спиране на последния реактор.

- Поддържане на адекватно окомплектоване на АЯР с компетентен персонал.

Полагат се системни усилия за привличане и назначаване на компетентен персонал в АЯР.

#### **5. Основни промени след петия доклад**

##### **5.1. Наредби**

Поддържането на нормативната уредба е постоянна задача на АЯР.

През 2015 г. от Министерския съвет са приети изменения и допълнения на *Наредба за условията и реда за извършване на превоз на радиоактивни вещества*.

С това са отразени последните изменения и допълнения, направени в Закона за безопасно използване на ядрената енергия по отношение на превоза, отразяващи промените в Регламентите и Директивите на ЕС, 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.

Приети бяха *Наредба за условията и реда за предаване на радиоактивни отпадъци на Държавно предприятие „Радиоактивни отпадъци“* и *Наредба за осигуряване на физическата защита на ядрените съоръжения, ядрения материал и радиоактивните вещества*.

През 2016 г. бе изменена и допълнена *Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия*.

С това изменение се разграничават функциите на различните държавни органи в областта на радиационната защита. Установява се регулаторно изискване за освобождаване от регулиране на площадките на ядрени съоръжения след извеждането им от експлоатация.

През 2016 г. бе приета изцяло нова *Наредба за осигуряване безопасността на ядрените централи*. С Наредбата са въведени най-новите изисквания и стандартите за безопасност на МААЕ по отношение на разполагането, проектирането и оценката на безопасността както към експлоатиращите се, така и към проектите на новоизграждащи се централи. Транспонирана е Директива 2014/87/ЕВРАТОМ и са Въведени концептуално новите изисквания за осигуряване безопасността на ядрените централи съобразно доклада „Safety of New NPP Designs, Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG“, WENRA, March 2013. Въведени са и ревизираните референтните нива за хармонизиране безопасността на действащите централи съгласно доклада на WENRA „Updated Reference Levels for existing NPP и Updating WENRA Reference Levels for existing reactors in the light of TEPCO Fukushima Dai-ichi accident lessons learned“.

През 2017 са приети изменения и в *Наредбата за условията и реда за уведомяване на Агенцията за ядрено регулиране за събития в ядрени съоръжения и обекти с източници на йонизиращи лъчения*

Продължава работата по проекта на *Наредба за безопасност при извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения*.

Разработени и актуализирани са 5 регулиращи ръководства на АЯР.

## **5.2. Управление на ОЯГ**

ОЯГ от се съхранява под вода в приреакторните басейни на 5 и 6 блок на АЕЦ „Козлодуй“ и в „мокро“ хранилище за ОЯГ на площадката на АЕЦ „Козлодуй“.

През 2016 год. бе издадена лицензия за експлоатация на хранилище за сухо съхранение на отработено ядрено гориво (ХССОЯГ).

ОЯГ се превозва в страната производител на ядреното гориво за преработка.

## **5.3. Извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения**

Извеждането от експлоатация на ядрено съоръжение след окончателното прекратяване на експлоатацията му цели отстраняване от площадката на ядреното съоръжение на източниците на йонизиращо лъчение, подлежащи на регулиращ контрол.

Приетата в Република България *Стратегия за непрекъснат демонтаж* на блокове 1 – 4 на АЕЦ „Козлодуй“ предвижда завършване на тяхното извеждане от експлоатация до 2030 год.

Четири енергийни реактора са в процес на извеждане от експлоатация. За първи и втори блок на АЕЦ „Козлодуй“ лицензиите за извеждане от експлоатация са издадени през 2014 год., а за трети и четвърти блок – 2016 год.

Реакторите са освободени от ОЯГ, извършват се дейности по управление на РАО, проектни и подготвителни работи за демонтаж на оборудването в контролираната зона. Основната част от оборудването в турбинна зала е демонтирано. В ход е процес на освобождаване от регулиране на демонтирано оборудване.

## **5.4. Управление на РАО**

### **5.4.1. Рамка**

Ниско- и средно-активните краткоживеещи РАО подлежат на погребване в Национално хранилище за РАО (НХРАО). Част от тези РАО са кондиционирани и приведени във форма, съответстваща на критериите за приемане в НХРАО. Друга част от генерираните в миналото РАО предстои да бъде преработена. Експлоатационните РАО от двата енергийни реактора се кондиционират своевременно.

Високоактивните РАО от преработка на ОЯГ се съхраняват в Руската Федерация. До изграждане на съоръжение за погребване на ВАО се планира съхраняване в хранилище за междинно дълговременно съхранение за ВАО и дълго-живуци ниско- и средноактивни РАО на площадката на АЕЦ "Козлодуй".

### **5.4.2. Съоръжения**

*Национално хранилище за погребване на ниско- и средно-активни краткоживуци РАО (НХРАО)* - 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>. Има разрешение за строителство и е започнало изграждането на първия етап на хранилището.

*Хранилище за РАО от ядрени приложения „Нови Хан“* е предназначено е за съхраняване на РАО от ядрените приложения от различни отрасли на промишлеността, медицината, селското стопанство и науката. В съоръжението се приемат за съхранение в необработен вид излезлите от употреба твърди РАО, биологични РАО, закрити източници на йонизиращи лъчения.

#### *Съоръжение за управление на РАО от 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“. Обработването включва методи за намаляване на обема и кондициониране посредством опаковане и имобилизиране в циментна матрица.

Кондиционирани РАО се съхраняват в склад.

### **5.4.3. Отпадъци от уранодобива**

Уранодобивът е прекратен с решение на Правителството на Република България през 1992 г.

Ликвидирането на последиците от добиването и преработването на уранова руда цели възстановяването на околната среда в районите на закритите обекти и премахване на здравния риск за населението в тези райони.

В обхвата на дейностите влизат ликвидационни и рекултивационни работи, както и извършване на мониторинг. Дейностите в по-голямата си част са изпълнени. Оставащи дейности са по рекултивацията на хвостохранилище „Бухово“ и някои замърсени терени в района.

Пречистване на замърсени с уран руднични води се извършва на три обекта.

*В предишния доклад има доста по-конкретно изброяване на проблемните области?*

## **5.5. Финансиране**

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 ( включително и от ядрените приложения) 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;
- приходи във фонда от вноски на генераторите на РАО и ОЯГ;
- ефективност на разходите за управление на единица РАО или ОЯГ;
- прозрачност при финансовото управление на средствата.

*Същото се отнася и до индустриалните приложения – не трябва ли да се поясни?*

#### **5.6. Партньорски проверки**

По покана на правителството на Република България, в периода 6-19 април 2013 г., екип от международни експерти проведе пълномощна интегрирана мисия за преглед на регулиращата дейност в Република България (англ. - Full Scope Integrated Regulatory Review Service – *IRRS*).

Целта на мисията беше да се направи преглед на ефективността на българския регулиращ орган и да се обмени информация и опит по регулиращата дейност в областта на ядрената безопасност, радиационната защита, безопасността на радиоактивните отпадъци и транспорта на радиоактивни материали.

В доклада от мисията е констатирано, че Република България има национална политика и стратегия за безопасност, подкрепени от ясна законодателна и регулаторна рамка, АЯР функционира като независим регулаторен орган и провежда своите регулаторни процеси по открит и прозрачен начин

Мисията идентифицира добрите практики и

- определи и въпросите, които изискват допълнително внимание или се нуждаят от подобрение, свързани основно с Разграничаване на отговорностите между организациите, регулиращи и извършващи контрола на дейностите по радиационна защита и оптимизиране на инспекционния процес, включване на формални консултации с обществеността в крайната фаза на лицензионния процес; детайлизиране на някои от процедурите за оценки и анализи на безопасността и разработване на допълнителни регулиращи ръководства за обекти с ИЙЛ.

През април 2016 г., беше проведена последващата мисия (*IRRS follow-up*) за преглед на предприетите мерки за изпълнение на препоръките и предложенията от *IRRS* мисията 2013. Екипът направи заключение, че препоръките и предложенията от *IRRS* мисията 2013 са включени в подробен план за действие и е постигнат значителен напредък, като 13 от 15-те препоръки и 31 от 34-те предложения са изпълнени.

## 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, четвъртият и петият 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 шести национален доклад на Република България по Единната конвенция е актуализирана информацията, представена в предишните доклади и са отбелязани значимите промени в политиките и практиките в областта на РАО и ОЯГ.

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 законовите и подзаконовите нормативни актове с цел нормативната уредба да бъде поддържана постоянно в съответствие със стандартите по безопасност на МААЕ и на Европейското законодателство във връзка с договора за ЕВРАТОМ. Тази дейност, ведно с лицензирането и регулаторния контрол върху дейностите и съоръженията, беше една от основните и постоянни отговорности на българския ядрен регулатор - АЯР. АЯР продължи своето укрепване и развитие, отбелязвайки през 2017 и своята 60-годишнина.

Актуализирана беше Националната „Стратегия за управление на отработено ядрено гориво и радиоактивни отпадъци“, която по същество е Националната програма на РБ по управление на ОГ и РАО и определя специфичните политики и главните насоки в дългосрочен план до 2030 г. Разпределени са и отговорностите на компетентните държавни органи и на лицензиантите, както и сроковете за изпълнение на ключовите дейности.

Експлоатацията на съществуващите ЯС и дейностите с ОГ и РАО са извършвани от лицензиантите в съответствие с регламентираните изисквания по безопасност.

В съответствие с условията по издадените през 2015 и 2016 г. лицензии за извеждане от експлоатация се извършват демонтажните и всички останали основни и спомагателни дейности на блокове 1-4 на АЕЦ „Козлодуй“.

Успешно са проведени дейностите по планираните ЯС, които са на различни етапи от жизнения си цикъл.

Поддържат се финансови и човешки ресурси, необходими за управлението на ОГ и РАО.

Отчитайки предизвикателствата и търси адекватни решения в управлението на ОГ и РАО, Република България е отправила покана до МААЕ за провеждане на мисия ARTEMIS, която е международна партньорска проверка по смисъла на Директива 2011/70/Евратом на Съвета на ЕС за създаване на рамка на европейска общност за отговорно и безопасно управление на ОЯГ и РАО. Мисията за независим преглед на Националната програма по управление на ОГ и РАО ще се проведе през 2018 г.

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 ОЯГ 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.3, 18 December 2014. Раздел В описва политиките и практиките на Република България по управление на ОГ и РАО, съгласно изискванията на чл. 32, ал. 1 на Конвенцията. Раздел С представя 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

*“Член 32. Представяне на доклади*

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

- i. нейната политика на управление на отработеното гориво;*
- ii. нейната практика по управление на отработеното гориво;*
- iii. нейната политика на управление на радиоактивните отпадъци;*
- iv. нейната практика по управление на радиоактивните отпадъци;*
- v. нейните критерии, използвани за определяне и категоризиране на радиоактивните отпадъци.”*

### **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 Ядрена централа;
- 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 вноска 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 и отработеното гориво 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 през 2011 г. *“Стратегия за управление на отработеното ядрено гориво и на радиоактивните отпадъци”* и вaktuализираната през 2015 *„Стратегия за управление на отработено ядрено гориво и радиоактивни отпадъци“*.

Националната стратегия е актуализирана с решение на Министерски съвет от 2015 година в съответствие с изискванията на Директива 2011/70/Евратом на Съвета на ЕС за създаване на рамка на европейска общност за отговорно и безопасно управление на ОЯГ и РАО и по същество е националната програма на РБ по смисъла на Директивата.

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

### **Отработено гориво и високоактивни 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;

- Кондиционираните 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

## **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 налага 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 първоначалния договор (без заплащане), след което ОГ от 1-4 блок се транспортира основно в ХОГ за временно съхранение.

За връщането на ОГ за технологично съхранение и преработване в Русия с последващо връщане на ВАО от преработването му 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. С разпореждане на Правителството на Руската Федерация дейностите по приемане на ОГ за преработване в Русия в края на 2008г са прехвърлени, съответно и договорите, от ОАО "Техснабекспорт" към ФГУП „Федерален център по ядрена и радиационна безопасност". Тези договори се отнасят за ОГ доставено като СЯГ до 2002 г. Възможността за преработване на ОГ, доставено като СЯГ след 2002 г., е предвидена в договора за доставка на СЯГ с руската фирма ОАО "ТВЭЛ". По двата дългосрочни договора (за преработване на ОГ от ВВЕР-440 и от ВВЕР-1000) от 2014 г. до 31.12.2016 г. са извозени към Русия за преработка 240 касети ОГ от реактори ВВЕР-440 или около 27.5 тона тежък метал, като общото количество извозено ОГ от 1998г до 31.12.2016 г. е 4048 касети ОГ от реактори ВВЕР-440 и 959 касети ОГ от реактори ВВЕР-1000 или общо около 891 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).

Към настоящия момент БОК-1, БОК-2, БОК-3 и БОК-4 са освободени от ОГ и са предадени на ДП РАО за извеждане от експлоатация в рамките на енергийни блокове 1 до 4.

ОГ от 5-6 блок се съхранява в БОК 5 и 6 до неговото извозване за Русия или към 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), което е от "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, в допълнение на оборудването за ОГ от 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 (ХСОЯГ) 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. Технологиията 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 транспортиране за съхранение в рамките на съществуващия ХОГ от "мокър" тип. Капацитетът на оборудването в ХОГ за обработка на касети с ОГ, с цел подготовката им в състояние за съхранение, е 420 касети годишно, което е

еквивалентно на 5 контейнера CONSTOR 440/84. Хранилището получи 10-годишна лицензия за експлоатация на 28.01.2016 г.

До 30.06.2017 г. в ХССОЯГ са заредени 11 броя контейнери тип “Констор 440/84” от доставените общо 34.

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

В съответствие с Технологичния регламент за безопасна експлоатация е необходимо осигуряване на достатъчен брой свободни места в БОК-5 и БОК-6 за аварийно изваждане на активната зона. За целта трябва регулярно да се извозват касети ОГ от БОК-5 и/или от БОК-6.

Предвижда се освобождаването на ХОГ от цялото налично количество ОГ от ВВЕР 440, което да стане чрез зареждането му в контейнери за сухо съхранение “CONSTOR 440/84” и/или изпращането му за преработване в Русия. Това ще позволи пълният капацитет на ХОГ за съхраняване на отработило гориво да се използва само за ОГ десйтващите енергийни блокове, т.е. за ОГ от ВВЕР-1000.

Полезният капацитет на ХОГ за чохли ВВЕР-1000 е 152 чохъла, този капацитет ще бъде достатъчен до края на 2030г.

Принципите на управление на ВАО и ОГ са определени в „Стратегия за управление на отработено ядрено гориво и радиоактивни отпадъци до 2030 г.”, приета от Министерския съвет на 02.09.2015 г..

[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:

а. Част от практиката за използване на ЯГ за производство на електроенергия. ОГ не се разглежда като РАО.

б. 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 междинно в обектите си всички генерирани РАО, до предаването им на ДП „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 кондиционираните РАО. До въвеждането в експлоатация на Националното хранилище за погребване, кондиционираните РАО се съхраняват в междинни хранилища на ДП „РАО“.

### *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 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“, където 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 m<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). 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. В хранилището се съхраняват както обработени, така и необработени РАО. Излезлите от употреба източници се предават в СП „ПХРАО – Нови хан“ без предварително преработване. Поради големия брой на приетите за съхранение пожароизвестителни датчици - над 100 000 (основно с Рu и Am източници), са разработени технологични решения за намаляване на обема им чрез извличане на източника и последващото му разполагане в пожаробезопасна опаковка.

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) са транспортирани 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 изследователския реактор

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 са 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 L7](#)

## **РАЗДЕЛ С. ОБЛАСТ НА ПРИЛАГАНЕ**

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

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

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

## РАЗДЕЛ D. ОТЧЕТИ (ИНВЕНТАРНИ КОЛИЧЕСТВА) И СПИСЪЦИ

### Член 32 Представяне на доклади, т.2

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

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

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

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

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

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 31.12.2016 г):

*Съоръжения на АЕЦ Козлодуй*

Съоръжения	Приреакторно хранилище за ОГ на 5 блок (БОК-5)	Приреакторно хранилище за ОГ на 6 блок (БОК-6)	Самостоятелно хранилище за съхраняване на ОГ по мокър способ (ХОГ)	Самостоятелно хранилище за сухо съхраняване на отработено гориво (ХССОЯГ)
Местоположение	непосредствено до реактора на блок 5	непосредствено до реактора на блок 6	на площадката на АЕЦ Козлодуй	на площадката на АЕЦ Козлодуй
Предназначение	съхранение на ОГ от 5-ти реактор	съхранение на ОГ от 6-ти реактор	съхранение на ОГ от всички реактори на площадката	дълговременно съхранение на ОГ от ВВЕР-440
Метод на съхранение	под вода, на 1 стелаж	под вода, на 1 стелаж	под вода, в басейн с 4 отсека	сух в стоманобетонни контейнери тип CONSTOR440/84
Капацитет (брой касети)	612	612	168 чохли, при определени условия - 200	72 контейнера
Съхранявано ОГ (брой касети/ kg тежък метал)	344бр./ 139 677 kg	307бр./ 125 550 kg	2976 бр./ 523 153 kg	756 бр./ 87 396 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 31.12.2016 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 / 444

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

Течен радиоактивен концентрат: 3600 / 1565

Отработени йонообменни смоли: 200 / 167

#### ***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 / 236

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

Течен радиоактивен концентрат: 2350/ 2170

Отработени йонообменни смоли: 1076 / 209

##### **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 / 290

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

Течен радиоактивен концентрат: 2350/ 1920

Отработени йонообменни смоли: 1076 / 266

##### **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 кондиционирани в ЦПРАО РАО категория 2;

Капацитет на съхраняване/обем на съхраняваните РАО, брой опаковки РАО: 1920 / 1577.

#### **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 / 2035.

#### **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 / 261;

#### **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 контейнера;

Капацитет / обем на съхраняваните РАО, брой опаковки : 2100 / 342.

#### **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 / 292.

#### **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 2a

Капацитет / обем на съхраняваните РАО, m<sup>3</sup>: 237 / 71

#### **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 / 12.

#### **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>: 442 / 250

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

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

Капацитет : 7 броя бетонни приемници тип ПЕК, 171 броя стоманобетонни приемници тип СтБКУБ, 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 1 метални варели,

Капацитет / обем на съхраняваните РАО, m<sup>3</sup>: 80/ 47.

#### **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/ 4 млн. тона

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

Местоположение: 1 км северозападно от 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: 22 км западно- северозападно от гр. Костенец, в землището на с. Очуша ;

Предназначение: пречистване на замърсени с уран руднични води;

Методи на преработване: йонен обмен.

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

Местоположение: 5 км северно 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 2.0 км югоизточно 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

Четири ядрени енергийни реактора са в процес на извеждане от експлоатация в Република България.

Първи и втори блок на АЕЦ „Козлодуй“ имат лицензи за извеждане от експлоатация от 2014 год., а трети и четвърти блок – от 2016 год.

Реакторите са освободени от ОЯГ, извършват се дейности по намаляване на радиологичния инвентар, проектни и подготвителни работи за демонтаж на оборудването в контролираната зона.

Значителна част от оборудването в турбинна зала е демонтирано. В ход е процес на освобождаване от регулиране на демонтирано оборудване.

Информация относно извеждането от експлоатация е представена в настоящия доклад по чл. 26.



## **Раздел Е. Законодателна и регулираща основа**

### **Член 18. Мерки за изпълнение**

### **Член 19. 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 ОЯГ.

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 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.

С постановление № 17 от 17.02.2015 г. на Министерския съвет са приети изменения и допълнения на *Наредба за условията и реда за извършване на превоз на радиоактивни вещества*.

С това са отразени последните изменения и допълнения, направени в Закона за безопасно използване на ядрената енергия по отношение на превоза, 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 Комисията за установяване на стандартен документ за надзор и контрол на превоза на радиоактивни отпадъци и отработено гориво.

През 2015 г. продължи актуализиране на нормативните изисквания в съответствие с развитието на международните стандарти и Европейското законодателство. Беше направен преглед на действащите подзаконови нормативни актове по приложение на ЗБИЯЕ с оглед съответствието им с измененията и допълненията на закона, новите документи на МААЕ и референтните нива на WENRA. По предложение на председателя на Агенцията за ядрено регулиране от Министерския съвет е приета *Наредба за условията и реда за предаване на радиоактивни отпадъци на Държавно предприятие „Радиоактивни отпадъци“* и *Наредбата за осигуряване на физическата защита на ядрените съоръжения, ядрения материал и радиоактивните вещества*.

През 2016 г. по предложение на председателя на Агенцията за ядрено регулиране от Министерския съвет бе прието Постановление, с което бе изменена и допълнена *Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия*.

С измененията в *Наредбата за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия* в частта, отнасяща се до лицензиране на източници на йонизиращи лъчения е отразен натрупаният опит на Агенцията и препоръките и предложенията от доклада на Международната мисия за преглед на регулиращата дейност по ядрена безопасност и радиационна защита в Република България (IRRS мисията), касаещи разграничаване на функциите на различните държавни органи в областта на радиационната защита. Установява се регулаторно изискване за освобождаване от регулиране на площадките на ядрени съоръжения след извеждането им от експлоатация.

През 2016 г. бе приета нова *Наредба за осигуряване безопасността на ядрените централи*. С Наредбата са въведени най-новите изисквания и стандартите за безопасност както по отношение на изискванията към експлоатиращите се централи, така и към проектите на новоизграждащи се централи. При изготвяне текстовете на Наредбата са отчетени непосредствено приложимите норми на Директива 2014/87/ЕВРАТОМ на Съвета от 8 юли 2014 година за изменение на Директива 2009/71/ЕВРАТОМ за установяване на общностна рамка за ядрената безопасност на ядрените инсталации. Въведени са концептуално нови изисквания за осигуряване безопасността на ядрените централи, съответстващи на по-високите стандарти за безопасност, приложими за новоизграждащите се АЕЦ в съответствие с доклад Safety of New NPP Designs, Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG, WENRA, March 2013. Въведени са и ревизираните референтните нива за хармонизиране безопасността на действащите централи съгласно доклада на WENRA Updated Reference Levels for existing NPP и Updating WENRA Reference Levels for existing reactors in the light of TEPCO Fukushima Dai-ichi

accident lessons learned. Съдържанието на Наредбата е приведено и в съответствие с новите стандарти на МААЕ по отношение на разполагането, проектирането и оценката на безопасността на нови централи и доколкото съответното изискване е практически приложимо за действащите, като са използвани Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 и Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation, Specific Safety Requirements No. SSR-2/2.

Продължава работата върху проекта на *Наредба за безопасност при извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения*.

Във връзка с транспонирането на ДИРЕКТИВА 2013/59/ЕВРАТОМ на Съвета на ЕС за определяне на основни норми на безопасност за защита срещу опасностите, произтичащи от излагане на йонизиращо лъчение, са подготвени изменения в два закона и няколко подзаконови нормативни документа, които са в процес на междуведомствено съгласуване. Освен детайлизиране на изискванията и нормите по радиационна защита, съществуващият лицензионният режим е диференциран с оглед ефективно въвеждане на степенувания подход.

През 2016 година бяха разработени/актуализирани следните регулиращи ръководства на АЯР: *Ръководство за освобождаване от регулиране на сгради и площадки на ядрени съоръжения*, *Ръководство за безопасен превоз на радиоактивни материали – управление на несъответствията*, *Ръководство за съдържанието и формата на необходимите документи за издаване, подновяване, изменение и прекратяване на лицензи и разрешения за дейности с ИЙЛ* и *Ръководство за извършване на периодичен преглед на безопасността на ядрени централи*.

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**

### *“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.

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

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

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.

### Промени в законодателната и регулиращата основа

През периода 2014 – 2017 год. няма изменения в законодателната основа, свързани с регулиращия орган.

### Развитие на регулиращия орган в периода след представянето на петия 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 с 114 нормативно определени щатни бройки. В края на 2016 г., по служебни и трудови правоотношения, са заети 101 щатни бройки, от които 79 по служебно правоотношение.

Структура на персонала по възраст:

Възраст/Длъжности	До 29 г.	30-59 г.	60 г. и над 60 г.	Общо
Ръководни	-	9	7	16
Експертни	2	68	12	82
Технически		2	1	3
Общо за АЯР	2	79	20	101
Процентно	2 %	78 %	20%	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, 91% от всички служители са с висше образование, като всички останали служители - 9% 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 разработва директно с Министерството на финансите на РБ. Със Закона за държавния бюджет на Република България за 2016 г. за АЯР са определени разходи в размер на 4 194 147 лв. За годината по бюджета на АЯР са постъпили приходи от държавни такси в размер на 10 722 947лв. и приходи от лихви в размер на 32 821 лв.

В отчетените разходи са включени разходи за издръжка на ведомството, за възнаграждения на персонала, за социални и здравни осигуровки, за членски внос в международни организации, за придобиване на дълготрайни материални активи и други.

Около 30 % от общите разходи на ведомството са разходите за текуща издръжка през 2016 година. Около 10 % от общите разходи на Агенцията за 2016г. са разходите за членски внос за участието на Република България в Международната агенция за атомна енергия във Виена, Австрия.

## РАЗДЕЛ F. ДРУГИ ОБЩИ РАЗПОРЕДБИ ПО БЕЗОПАСНОСТ

### Член 21. Отговорност на притежателя на разрешение

*“Член 21. Отговорност на притежателя на разрешение*

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

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

#### Кратък преглед на информацията, представена в рамките на 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.

Представени са изискванията на *Наредбата за безопасност при управление на радиоактивните отпадъци*, 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.

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

През периода 2014 – 2017 год. няма изменения в законодателната основа, свързани с отговорността на притежателя на разрешение.

## **Член 22. Човешки и финансови ресурси**

*“Член 22. Човешки и финансови ресурси*

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

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

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

*iii. осъществява финансово осигуряване, позволяващо изпълнението на подходящ ведомствен контрол и провеждането на мониторинг за периода от време, 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:

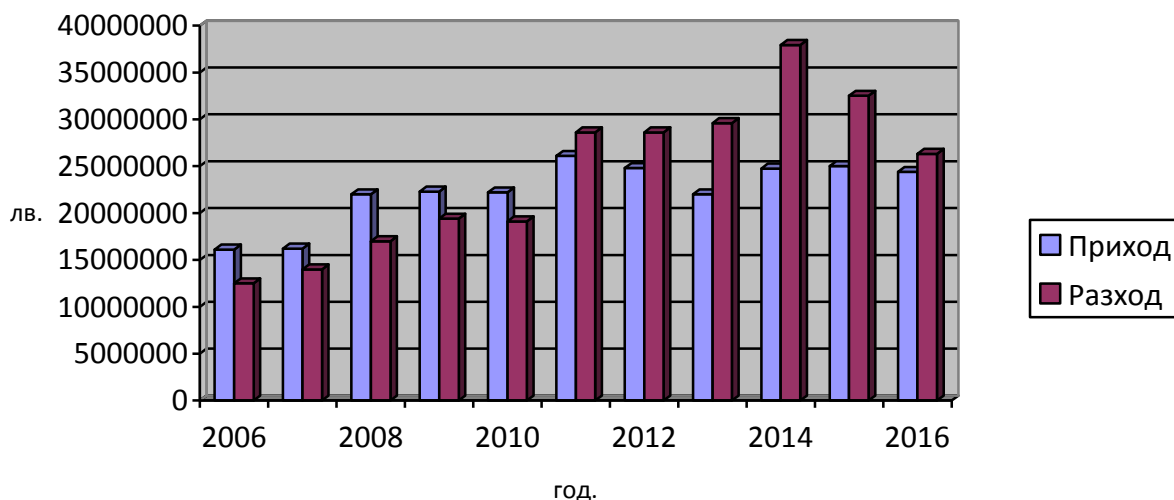
- достатъчно средства, които винаги ще бъдат на разположение, за да не се прехвърля непосилна тежест за бъдещите поколения;
- справедливо пропорционално разпределение на разходите по управление на РАО и ОЯГ между източниците им;
- ефективност на разходите за управление на единица РАО или ОЯГ;
- прозрачност 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 2016 г. балансът с натрупване на фонд РАО е 110 млн. лева.

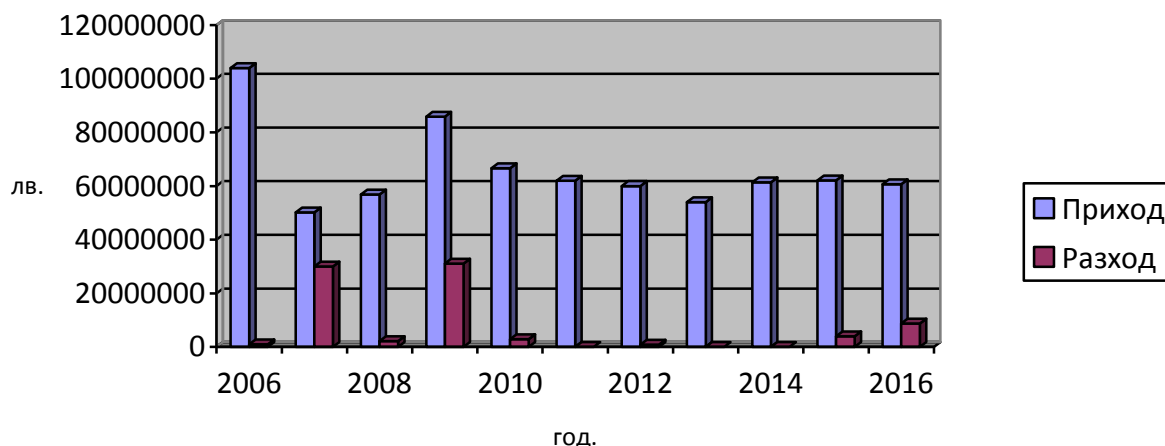
Понастоящем основните средства, акумулирани във фонд РАО, са от вноски на АЕЦ Козлодуй, като предприятие с най-висок процент на генерирани радиоактивни отпадъци. При запазване на обема на производство, размера на вноската и цената на електроенергията, в следващите пет години се очакват недисконтирани и без олихвяване приходи от 120 млн. лева във фонд РАО.

**Фонд РАО**



В края на 2016 г. във фонд ИЕ са акумулирани 1 444 933 286 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 298 млн. лв. недисконтирани приходи.

Информация за финансирането на ИЕ на ЯС и движението на средствата във фонд “ИЕЯС” е дадена в текстовете по чл. 26 в този раздел на доклада и Приложение L-6

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

## **Член 23. Осигуряване на качеството**

*“Член 23. Осигуряване на качеството*

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

С 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.

### Промени в законодателната основа

С приетата през 2016 г. бе приета нова Наредба за осигуряване безопасността на ядрените централи са изчерпателно детайлизирани изискванията към системата за управление на оператора на ядрена централа. Те регламентират интегрирането на СУ и са в пълно съответствие със стандартите на МААЕ. .

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

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

В АЕЦ „Козлодуй” действа интегрирана система за управление, която непрекъснато се измерва и подобрява. През изминалия период на основата на определени променени обстоятелства и условия са внесени изменения в съответните ръководни документи и процесите на системата за управление както следва:

Актуализирана е Програмата за безопасно управление на РАО на “АЕЦ Козлодуй” ЕАД в съответствие с Националната политика при управлението на РАО и ОГ, чиято основна цел, изложена в Стратегията за управление на ОГ и РАО до 2030 г. е: “ да се гарантира, че на всички етапи от управление на ОГ и на РАО ще се осигурят ефективни защити от потенциалните опасности, така че отделните лица, обществото и околната среда да бъдат предпазени от вредното въздействие на йонизиращите лъчения сега и в бъдеще”.

Актуализирана е “Програма за поддържане и повишаване на безопасността в "АЕЦ Козлодуй" ЕАД през 2017, 2018 и 2019 г.”, Редакция 15, в която са включени мерки за изпълнение на условията от издадената лицензия за експлоатация на хранилище за сухо съхранение на отработено ядрено гориво от реактори ВВЕР-440, серия Е,№5016 със срок на

действие 10г. - до 28.01.2026 г., както и “Програма за реализиране на мерки за повишаване безопасността на ХОГ, 50.ХОГ.ПМ.01”, условие т.26.1 от лицензията за експлоатация на ХОГ;

Актуализирани са “Програма за осигуряване на качеството за безопасна експлоатация на хранилищата за отработено гориво /ХОГ и СХОГ/ на "АЕЦ Козлодуй" ЕАД”, Редакция 3 и “Програма за осигуряване на качеството за безопасна експлоатация на блокове 5 и 6 на „АЕЦ Козлодуй” ЕАД”, Редакция 5, като са допълнени и оптимизирани част от дейностите на процеси ОП.5 „Управление на ядрено-горивния цикъл”и СП.19 „Управление на РАО и ИЙЛ свързани с настъпилите промени;

Актуализирани са и “Програма за осигуряване на качеството. Превоз на отработено ядрено гориво”, Редакция 3 и “Комплексна програма за управление на РАО от "АЕЦ Козлодуй" ЕАД”, Редакция 8.

### *Осигуряване на качеството в ДП РАО*

В Държавно предприятие „Радиоактивни отпадъци” се прилага интегрирана система за управление, разработена в съответствие с изискванията на стандартите:

- ISO 9001:2008 Система за управление на качеството.Изисквания;
- ISO 14001:2004 Системи за управление по отношение на околната среда. Изисквания с указания за използване;
- OHSAS 18001:2007 Системи за управление на безопасността и здравето при работа;
- GS-R-3:2006, МААЕ Система за управление на съоръжения и дейности.

Интегрираната система за управление в предприятието е в период на преход към удовлетворяване на изискванията на новите версии на стандартите от ISO от 2015г., както и новият стандарт GSR part 2 - Лидерство и управление по безопасност на МААЕ.

Новата редакция на GSR part 2 акцентира на отговорностите при осигуряването и постигането на безопасността, при спазване на фундаменталните принципи за безопасност, лидерството, управлението, култура на безопасност, изисквания за измерване, оценяване и подобряване на системата за управление.

Осигуряването на качеството се основава на принципите за управление на качеството, чрез прилагане на процесен подход. Във всички специализирани поделения на ДП РАО са разработени програми за осигуряване на качеството съответно, които покриват всички аспекти на основните дейности при: експлоатация на съоръжение за управление на РАО; извеждане от експлоатация на ядрено съоръжения; експлоатация на ядрено съоръжение; работа с ИЙЛ, както и при осигуряване на качеството при изграждане на НХРАО.

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

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

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

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

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

*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/>.

Граници на облъчването **В Наредбата за ОНРЗ са установени границите 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.

и 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  $\mu\text{Sv}/\text{y}$ .

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  $\mu\text{Sv}/\text{y}$ .

С *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.37 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 петия 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 2014-2016 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.

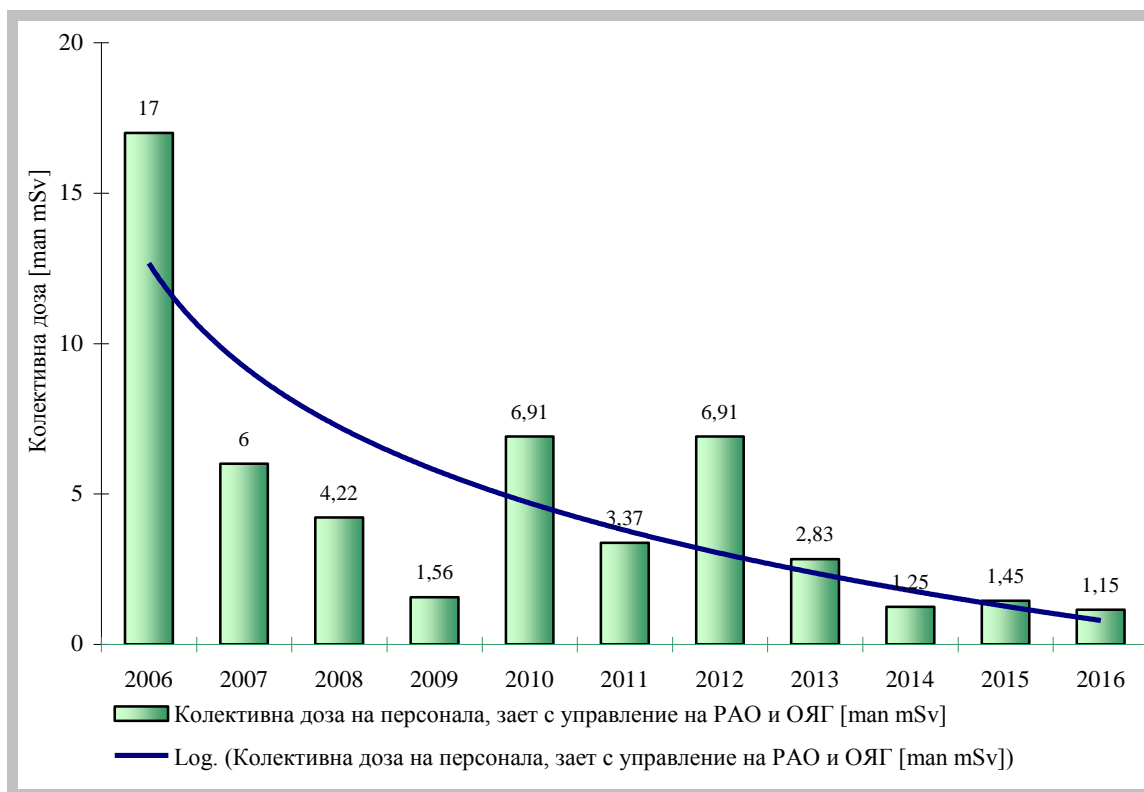
При контрола на вътрешното облъчване се прилага методът “in vivo”, включващ гама-спектрометрично измерване на инкорпорираната активност и последваща оценка на постъпленieto и дозата с помощта на специализиран софтуер за прилагане на биокинетичните модели на МКРЗ. Нивото на минимално детектируема активност 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 2014÷2016 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	2014	2015	2016
Колективна ефективна доза [man.mSv]	1.25	1.45	1.15
Средна индивидуална ефективна доза [mSv]	0.01	0.01	0.01
Максимална индивидуална доза [mSv]	0.26	0.32	0.32

За периода 2006÷2016 година колективната ефективна доза на персонала, зает с управлението на ОЯГ и РАО в АЕЦ Козлодуй, е както следва:



След 2007 г. годишната колективна доза следва тенденцията към намаляване и достигане на нива около 1,5 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.



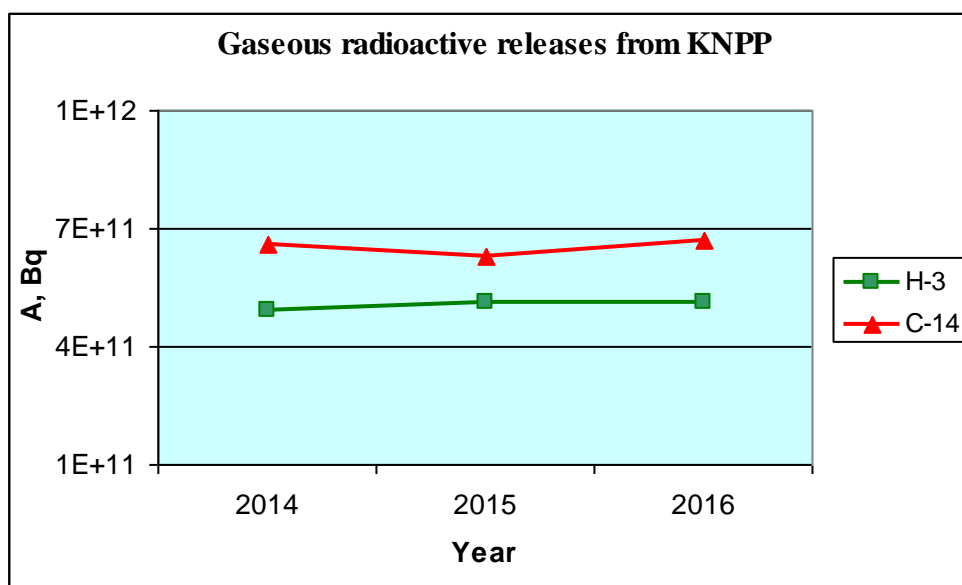
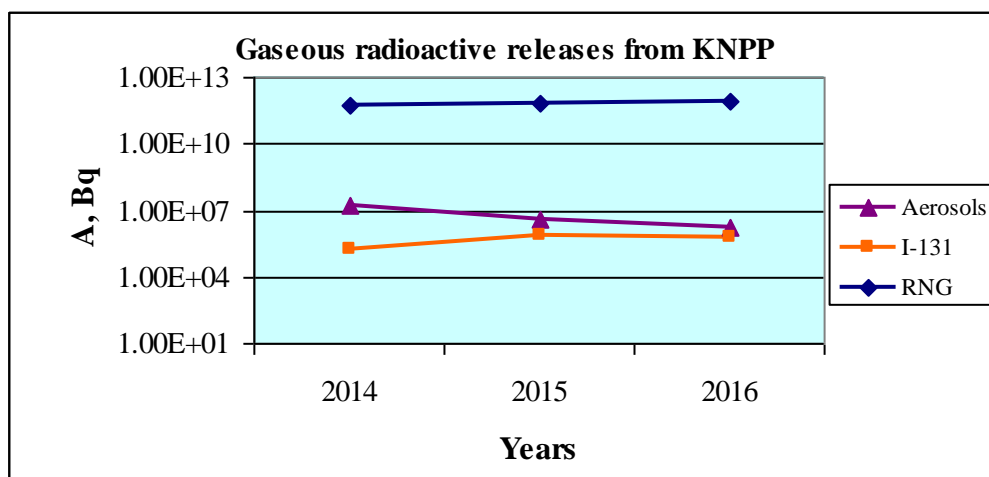
Изхвърляния от площадката на АЕЦ “Козлодуй”

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/ЕВРАТОМ.

Освободената през вентилационните тръби на АЕЦ Козлодуй активност за периода 2014-2016 г. е както следва:

Газоаерозолни емисии	2014	2015	2016
Радиоактивни благородни газове, Вq	$5.1 \cdot 10^{11}$	$6.7 \cdot 10^{11}$	$8.6 \cdot 10^{11}$
Йод-131, Вq	$1.6 \cdot 10^5$	$8.2 \cdot 10^5$	$6.7 \cdot 10^5$
*Радиоактивни аерозоли, Вq	$1.6 \cdot 10^7$	$3.7 \cdot 10^6$	$1.6 \cdot 10^6$
Тритий, Вq	$4.9 \cdot 10^{11}$	$5.1 \cdot 10^{11}$	$5.1 \cdot 10^{11}$
Въглерод-14, Вq	$6.6 \cdot 10^{11}$	$6.3 \cdot 10^{11}$	$6.7 \cdot 10^{11}$



В периода 2014-2016 година в река Дунав са освободени дебалансни води със следната активност:

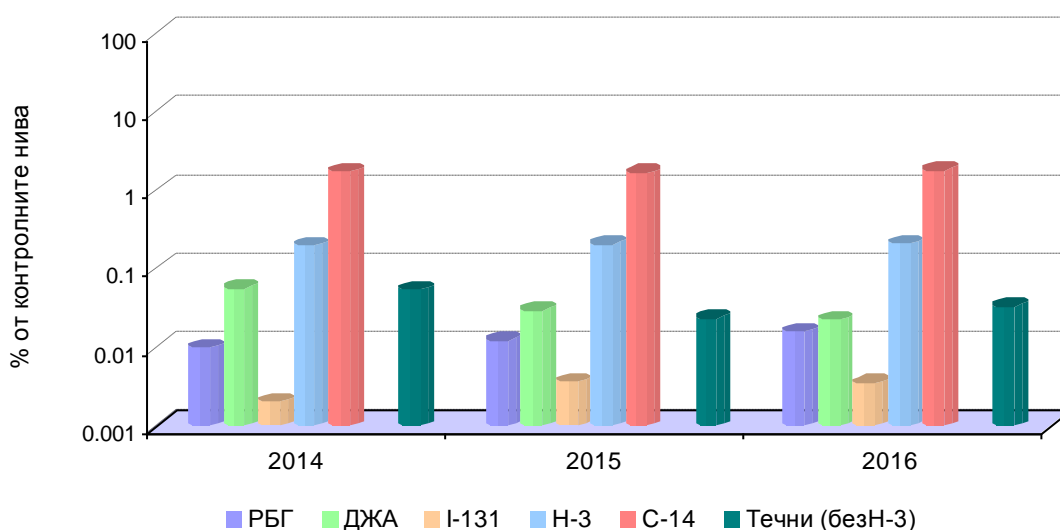
Година	2014	2015	2016
**Обща активност, Вq (без тритий)	$5.7 \cdot 10^7$	$5.3 \cdot 10^7$	$4.7 \cdot 10^7$
$^3\text{H}$ , Вq	$1.8 \cdot 10^{13}$	$2.1 \cdot 10^{13}$	$2.3 \cdot 10^{13}$

\*\*Стойността, посочена на реда “Обща активност без Н-3”, е получена като сума от гама-емитери, алфа-емитери, радиоакстрий, Ni-63 и Fe-55.

През последните 10 години количеството на трития в течните изхвърляния варира между 10% и 13% от определеното ограничение. За същия период, общата активност на течните изхвърляния (без тририй) е под 1% от определеното от АЯР ограничение.

СП “РАО-Козлодуй”, разположено на площадката на ЕП-2, генерира при дейността си отпадни води и въздух, които се изхвърлят в околната среда през съоръженията на блокове 5 и 6 и са отчетени в представените данни.

Тенденциите за активността на газообразните и течни изхвърляния от АЕЦ “Козлодуй” за периода 2014-2016 година са представени на графиката по-долу



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

За пресмятане 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”.

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

През последните години стойностите на максималната индивидуална ефективна доза на населението, следствие на газообразните и течни емисии при експлоатация на АЕЦ “Козлодуй” варира в интервала от 4 до 7  $\mu\text{Sv/a}$ .

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:

<b>Газообразни изхвърляния</b>	
Година	Индивидуална ефективна доза [Sv]
2014	$1,38 \cdot 10^{-8} - 1,46 \cdot 10^{-6}$
2015	$1,41 \cdot 10^{-8} - 1,25 \cdot 10^{-6}$
2016	$1,25 \cdot 10^{-8} - 1,29 \cdot 10^{-6}$

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

<b>Течни изхвърляния</b>		
Година	Индивидуална ефективна доза	
	макс. 30 км зона [Sv]	Критична група [Sv]
2014	$4,73 \cdot 10^{-7}$	$3,34 \cdot 10^{-6}$
2015	$6,27 \cdot 10^{-7}$	$4,08 \cdot 10^{-6}$
2016	$6,16 \cdot 10^{-7}$	$4,37 \cdot 10^{-6}$

През последните години, максималната индивидуална ефективна доза за 30 км зона е в интервала  $0,47-0,63 \mu\text{Sv/y}$ , а стойностите за представител от критичната група на населението по поречието на река Дунав варира от 3.3 до  $4,4 \mu\text{Sv/y}$ .

Резултатите показват, че допълнителното облъчване на населението от 30 км зона е около 500 пъти по-ниско от това, което се получава от естествения радиационен фон ( $2400 \mu\text{Sv}$ ). 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 2014–2016 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  $0,96 \text{ mSv}$  за СП РАО-Козлодуй и  $1,05 \text{ mSv}$  за СП ПХРАО-Нови хан, което е около 5% от годишната граница за професионално облъчване съгласно наредбата за ОНРЗ.

Дозово натоварване на персонала на СП РАО-Козлодуй

Година	2014	2015	2016
Колективна ефективна доза [man.mSv]	6,99	8,22	3,82
Средна индивидуална ефективна доза [mSv]	0,04	0,05	0,02
Максимална индивидуална доза [mSv]	0,5	0,61	0,66

Дозово натоварване на персонала на СП ПХРАО-Нови хан

Година	2014	2015	2016
Колективна ефективна доза [man.mSv]	2.76	2.89	5.09
Средна индивидуална ефективна доза [mSv]	0.04	0.04	0.08
Максимална индивидуална доза [mSv]	0.38	1.05	0.37

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  $^{131}\text{I}$ . 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

Готовността за реагиране 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 (ЗЗБЗБИЯЕ, Закона за Министерството на вътрешните работи (ЗМВР) и Наредбата за аварийно планиране и аварийна готовност при ядрена и радиационна авария.*

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 при управлението на ОЯГ и РАО.

Съгласно Закона за защита при бедствия (ЗЗБ) Националният план за защита при бедствия се разработва от съвет за намаляване на риска от бедствия и се приема от Министерския съвет. В приетия с Решение № 973 на Министерския съвет от 2010 г. *Национален план за защита при бедствия* е включена като неразделна част и Част III: *Вътрешен аварийен план на АЕЦ „Козлодуй“*.

Дейностите по защита на населението при бедствия се изпълняват от *Единната спасителна система (ЕСС)*. Основна съставна част на единната спасителна система са Главна дирекция "Пожарна безопасност и защита на населението" в МВР, областните дирекции на МВР, центровете за спешна медицинска помощ и Българският Червен кръст. 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.

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

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.

С *Наредбата за аварийно планиране и аварийна готовност при ядрена и радиационна авария*, са определени:

- 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;
- 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.

#### Аварийни планове на площадките на ЯС

Поддържат се аварийни 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 ОЯГ на площадката (БОК, ХОГ и СХОГ) и отчита и съоръженията на ДП РАО, разположени на площадката на АЕЦ Козлодуй;
- Аварийен план на СПРАО – Козлодуй, редакция 2008 г.
- Вътрешен аварийен план на СП „Извеждане от експлоатация 1-4 блок“, редакция 2014 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.;

Аварийните планове на ДП РАО (СП РАО – Козлодуй и СП ИЕ-Козлодуй) 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

През ноември 2014 г. се проведе национално пълномащабно аварийно учение “Защита 2014”, на тема: *”Достигане на тежка авария в АЕЦ „Козлодуй”- управление на аварията и намаляване на последиците”* с цел проверка на координацията и реагирането между ведомствата и институциите, имащи задължения по Националния план за защита при бедствия. В хода на учението бяха проверени:

- уменията и практическите навици на участниците за провеждане на дейности по оповестяване, събиране на информация, подготовка на предложения за организация на защитата при бедствия и ликвидиране на последиците от аварията;
- функционирането на Националната система за ранно предупреждение и оповестяване, взаимодействието и координацията на органите за управление и силите от Единната спасителна система;
- процедурите за уведомяване и действията по изпълнение на задълженията на Република България по международните договорености в случай на радиационна авария в АЕЦ “Козлодуй”;
- взаимодействието със средствата за масово осведомяване и тяхната роля при информиране на населението за обстановката и правилата за поведение и действие.

Идентифицираха се известни несъответствия при предаване на информацията между ведомствата и последващата организация на действията, както и несъвършенства в изготвената документация по отношение на задължения и отговорности на отделни ведомства. Бяха набелязани конкретни мерки за подобрене дейността на органите за управление и силите за реагиране от ЕСС, които ще бъдат отразени в актуализацията на Външния аварийен план за АЕЦ

“Козлодуй”. Създадена е междуведомствена работна група за актуализиране на *част III-Външен аварийен план за АЕЦ “Козлодуй”* от *Националния план за защита при бедствия и аварии*.

Република България взема активно участие в провеждането на международни учения и тренировки за действие при ядрена и радиационна авария. В периода 2015 г. – 2017 г. страната е взела участие в следните национални и международни учения и тренировки.

- Международни учения – IAEA ConvEx, INEX, ECUREX – 16;
- Общи аварийни учения между АЯР и АЕЦ «Козлодуй» - 7.

Участието в международни учения по линия на МААЕ и ЕК подобрява координацията както между участниците и международните организации, така и между регулаторните органи на съседни или близки държави най-вече по отношение навременния обмен на информация за възникнали събития, а също и за искане/оказване на помощ.

Ученията между АЯР и АЕЦ „Козлодуй“ показват добра координация на ниво регулаторен орган-лицензиант и съответствие на изискванията с практиката. Периодичното провеждане на съвместни учения доведе до подобряване на вътрешните правила и процедури на оператора и регулиращия орган за работа на Аварийните екипи.

В изпълнение на мярка от АНПД: *План за систематично обучение на персонала, ангажиран в аварийното планиране и готовност в АЯР*, през 2015 г. АЯР приключи проект на МААЕ за *Разработване на програма за систематично обучение и подготовка на учебни материали за членовете на Аварийния екип на АЯР (BUL/9/024)* и въведе в действие план за систематично обучение на персонала, програми за обучение и инструкция за обучение на членовете на аварийния екип. Резултатите от изпълнението на проекта бяха представени на едnodневен семинар на експерти в областта на аварийната готовност и реагиране на МВР, МОСВ, МЕ, МЗ, НИМХ, ИЯИЯЕ – БАН и АЕЦ “Козлодуй”.

#### Регулиращи инспекции на аварийната готовност

Като регулаторен орган, АЯР разработва изисванията по аварийна готовност и реагиране при ядрена и радиационна авария в съответствие с препоръките на МААЕ. Извършват се проверки в ядрените съоръжения по утвърден 3-годишен план за инспекционна дейност. При провеждане на тематични проверки по аварийно планиране и готовност се разглеждат следните основни теми:

- Аварийен план, аварийни инструкции и процедури, взаимодействие с местните власти, обмен на информация с регулаторния орган;
- Първоначална оценка на аварията, прогнозна оценка на изхвърлянията в околната среда, нива за намеса и прилагане на защитни мерки;
- Обучение на персонала по аварийния план, провеждане на учения и тренировки, подготовка на ученията, документиране и обратна връзка;
- Информирание на населението, предварителна информация, уведомяване и периодично тестване на системата.

## **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, изхвърлянията, 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 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

*“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 са основните положения от Стратегията 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.

Описани са измененията в *Наредбата за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво*, приети през м. август 2013 г. Посочено е, че с измененията 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.

#### Промени в законодателната и регулиращата основа

В периода след представянето на петия национален доклад не са правени промени в законодателната и регулиращата база, свързани с общите изисквания за безопасност при управление на ОГ.

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

### “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.

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”.

Дадена е подробна информация за проведените стрес тестове във връзка с аварията в японската АЕЦ Фукушима и са описани предприетите мерки за подобряване на безопасността на съоръженията за управление на ОГ.

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

През 2016 г. бе завършен Периодичен преглед на безопасността за блок 5, включително на съоръженията за ОГ и РАО, в резултат на което бе изготвена Комплексна програма за изпълнение на мерки от Периодичен преглед на безопасността на блок 5. Тази програма и актуализирания, в съответствие с резултатите от Етап 2 на проекта за продължаване срока на експлоатация, Отчет за анализ на безопасността на блок 5, бяха внесени в края на 2016 г. в АЯР като част от пакета документи изискващи се за подновяване на лицензията на блока. За блок 6 тези дейности трябва да бъдат завършени до края на 2018 г.

АЕЦ “Козлодуй” увеличава дълбочината на изгаряне и е постигнала намаляване на генерираното количество ОГ по време на прехода към 4-годишен горивен цикъл. Тези проектни изменения доведоха и до намаляване специфичното потребление на природен уран. През 2016 г. АЕЦ “Козлодуй” въведе в експлоатация нови горивни касети с подобрени технически характеристики и възможност за постигане на по-голяма дълбочина на изгаряне. В резултат на този преход допълнително ще се намали генерирането на ОГ – до 12,5%.

В периода след публикуването на петия национален доклад са изпълнени редица мерки за подобряване на безопасността на съоръженията за управление на ОГ.

През октомври 2015 г. е монтирана система за сеизмичен мониторинг и контрол на площадката на ХОГ, която разширява обхвата на действие и повишава безопасността на ядрените съоръжения. Системата за сеизмичен мониторинг и контрол на площадката на ХОГ и на ХССОЯГ има функцията при превишаване на предварително зададени нива на сеизмичните ускорения да изключва автоматиката на транспортно-технологичното оборудване, предназначено за манипулации с отработено ядрено гориво – презареждаща машина и кранове 160 т. и 16 т. в ХОГ и 145-тонен кран в ХССОЯГ.

През 2015 е изграден тръбопровод за директно подаване на вода към басейна в ХОГ от външен източник (дизелни пожарни помпи или пожарен автомобил). Този тръбопровод осигурява аварийно запълване с вода на отсеците на ХОГ при екстремни ситуации. С тази алтернативна схема за запълване се подобряват възможностите за управление на хипотетични надпроектни аварии, свързани с обезводняване на отсеците на БСГ и невъзможност за запълването им с чрез щатни средства. Мярката произтича от проведените стрес тестове във връзка с аварията АЕЦ Фукушима.

Изпълнена е частично още една мярка, произтичаща от проведените стрес-тестове във връзка с аварията АЕЦ Фукушима. Монтиран е допълнителен тръбопровод към системата за охлаждане на БОК 5 и 6 за резервиране от външен източник. Окончателното изпълнение на мярката ще завърши през 2019 г.

През март 2016 г. е монтирана, калибрирана и въведена в експлоатация Апаратурата за контрол на дълбочината на изгаряне (АКДИ) на ОГ от реактори ВВЕР-440. Измерванията на касетите с ОГ се извършва непосредствено преди зареждането им в контейнер CONSTOR 440/84, за да се оцени дълбочината на изгаряне и да отговори на критериите за безопасност при съхранението им за продължителен период.

Предстои модернизирание на системата за радиационен контрол в ХОГ (осигуряване на допълнителна апаратура за мониторинг на радиационната обстановка, замяна на технически средства за контрол на радиоактивното замърсяване на персонала и съвременни дозиметри).



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

*“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 лицензи 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.

Посочено е, че *Стратегията 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 петия 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 петия 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**

*“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 хранилището и предстоящото му въвеждане в експлоатация.

### Проектирани и изградени съоръжения

Към момента на изготвянето на този доклад в Република България няма съоръжения за управление на ОГ, които са в стадии на проектиране или изграждане. В периода след представяне на петия национален доклад беше издадена лицензия за експлоатация 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**

*“Член 8. Оценка на безопасността на съоръжения*

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

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

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

Кратък преглед на информацията, представена в рамките на 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 фактичестото 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. Окончателния 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.

Представена е информация за прегледа и оценката на представения от заявителя Технически проект за АЕЦ Белене и придружаващите го МООБ и ВАБ.

Представени са основните изменения в *Наредбата за осигуряване безопасността при управление на отработено ядрено гориво*, приети през м. август 2013 г. Посочено е, че съгласно наредбата ООБ следва да отразява фактичестото състояние на съоръженията през целия им експлоатационен срок и в периода на извеждане от експлоатация и да разглежда аспектите на безопасността, свързани с: площадката; проекта; строителството; експлоатацията; и

извеждането от експлоатация. Посочени са и случаите при които ООБ следва да бъде актуализиран.

Посочено е, че във връзка с предстоящото подновяване на лицензията за експлоатация на ХОГ, АЯР е извършила преглед на Изменение/допълнение към Техническа обосновка на безопасността на ХОГ и Отчет за периодична оценка на безопасността на ХОГ, представени от АЕЦ “Козлодуй”.

#### Промени в законодателната и регулиращата основа

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

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

През 2015 г. АЯР извърши преглед и оценка на Окончателния отчет за анализ на безопасността на ХССОЯГ във връзка с издаването на лицензията за експлоатация.

Заключението на АЯР е, че прегледът на Окончателния отчет от анализа на безопасността като цяло не разкрива потенциални проблеми с безопасността на хранилището. Резултатите от оценката на безопасността съответстват на нормативно установените критерии за безопасност. Констатираните несъответствия се отнасят основно до начина на документиране на оценката и анализа на безопасността и следва да бъдат отстранени в следващата редакция на отчета.

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

*“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.

Представена е информация за подновяването на лицензията за експлоатация на ХОГ за срок от 10 години, извършено през м. юни 2014 г., включително информация за прегледа на представените от лицензианта документи.

Представена е информация за издаденото през м. ноември 2011 г. разрешение за въвеждане в експлоатация на СХОГ като е описан обхватът на разрешените дейности.

#### Експлоатация на съоръжения за управление на ОГ.

##### *ХССОЯГ*

На през м. януари 2016 г. председателят на АЯР издаде Лицензия за експлоатация на ХССОЯГ със срок 10 години. Лицензията дава право на АЕЦ "Козлодуй" да извършва следните дейности:

- съхраняване на ОГ в контейнери „CONSTOR 440/84“ („Констор 440/84“) и манипулиране с тях;
- превозване на ОГ от ХОГ до ХССОЯГ и при необходимост обратно в ХОГ чрез контейнери „CONSTOR 440/84“;
- манипулиране, предварително преработване, преработване и съхраняване на РАО, получени в резултат на осъществяване на разрешената дейност, както и подготовка за предаване за по-нататъшно обработване и кондициониране;
- изпитвания, диагностика, техническо обслужване, ремонт и инспектиране на конструкции, системи и компоненти;
- всяка друга дейност, свързана с експлоатацията на хранилището, освен ако за това се изисква отделно разрешение или лицензия по Закона за безопасно използване на ядрената енергия (ЗБИЯЕ).

До 30.06.2017 г. са заредени и преместени в ХССОЯГ общо 11 броя контейнери тип "Констор 440/84".

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

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

На 14.09.2015 г. по време на плановия годишен ремонт на 6-и блок е допуснато временно нарушаване на охлаждането на басейна за отлежаване на касетите поради затваряне на пневмоарматури на тръбопроводите от системата за охлаждане на БОК. Предприети са действия за възстановяване на състоянието на затворилите пневмоарматури.

Персоналът е действал в съответствие с процедурите. За краткия период, през който не е било осигурено охлаждане, температурата на водата в басейна се е повишила незначително, като не са достигнати експлоатационните предели.

При извършената проверка е установена и отстранена директната причина за събитието – отказ на електронните блокове за управление на клапаните. Коренната причина за събитието е, че техническият проект при извършената модернизация не е предвиждал подсъединяване на жило „нула“ от кабела. За отстраняване на коренната причина и недопускане на повтаряне на събитието са предприети коригиращи мерки изразяващи се в систематичен преглед на аналогичните технически проекти за модернизация на останалите системи за безопасност и на двата блока. Установени и отстранени са аналогичен недостатъци в някои от тях.

#### 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.”*

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

Съгласно актуализираната през 2015 г. Стратегия за управление на ОГ и РАО до 2030 г. не се предвижда директното погребване на ОГ.



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

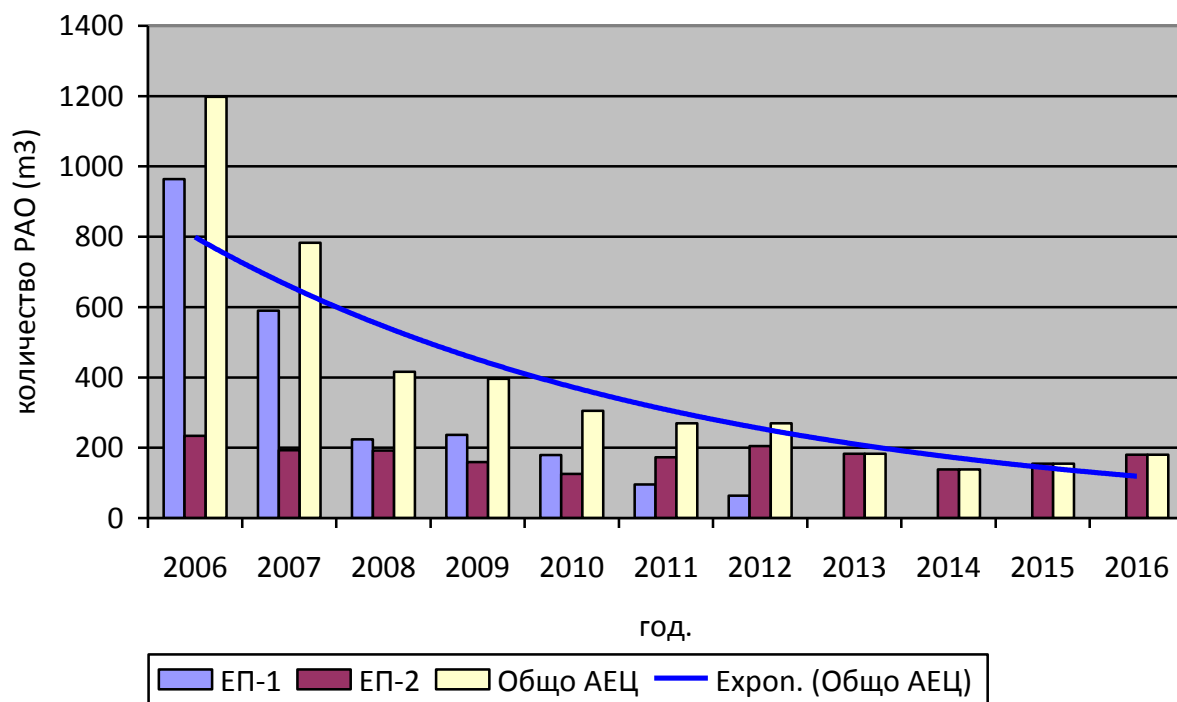
### Минимизиране на РАО

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 посредством:

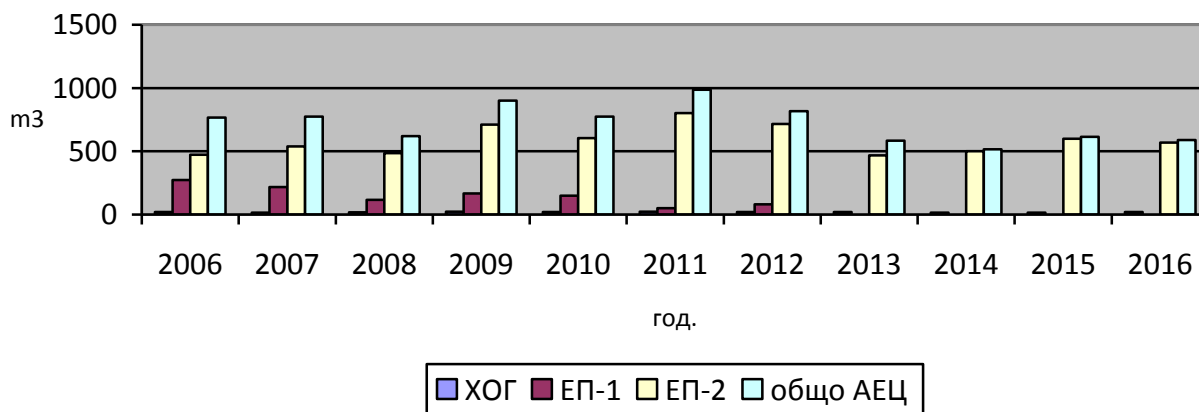
- изискванията за минимизиране на РАО трябва да се отчитат на етап проектиране, строителство, експлоатация и извеждане от експлоатация на ядреното съоръжение;
- съответствието на практиката на операторите на ЯС с нормативните изисквания се установява от регулиращия орган посредством механизмите на превантивния,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

Показател за прилагането на изискванията за минимизиране на РАО са данните за периода 2006 – 2016, представени в табличен вид по-долу. Те очертават достигане на устойчиво приемливо ниво на количеството РАО, генерирани при експлоатацията на АЕЦ Козлодуй.

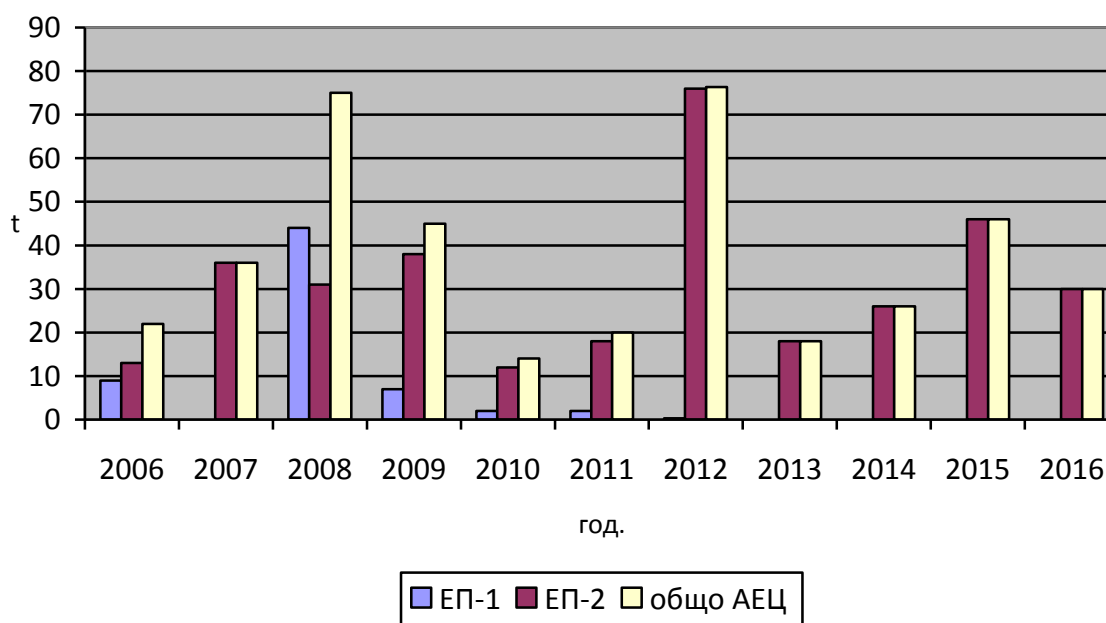
Генерирани течни РАО в АЕЦ "Козлодуй"



### Генерирани пресуеми РАО в АЕЦ "Козлодуй"



### Генерирани непресуеми твърди РАО



След окончателното спиране на 1÷4 блок е намаляло значително 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 2014-2016 количеството на обработените РАО устойчиво превишава 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. Внедрени са процедури за освобождаване от регулиращ контрол (безусловно или условно за рециклиране) на материали от извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения и на дезактивирани метални РАО.

#### 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*, и представляват част от създадения механизъм за отчитане на взаимовръзките между отделните етапи в управлението на РАО.

В Република България понастоящем се изгражда съоръжение за погребване. При избор на площадка и технология за погребване на РАО са взети предвид характеристиките на получените по съществуващата технология опаковки и методи за кондициониране, за които има одобрени от АЯР технически спецификации, рецепти и процедури.

#### 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. Потвърдените и 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 К от Конвенцията, а за другите планирани мерки – в доклада по раздел К.

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 за 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 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.

През 2016 г. е завършен Периодичен преглед на безопасността за блок 5, в резултат на което е изготвена Комплексна програма за изпълнение на мерки от Периодичен преглед на безопасността на блок 5. Тази програма и актуализирания, в съответствие с резултатите от Етап 2 на проекта за продължаване срока на експлоатация, отчет за анализ на безопасността на блок 5, са представени в АЯР като част от пакета документи изискващи се за подновяване на лицензията на блока.

### ***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 и СП „ИЕ 1÷4 блок“, което осъществява дейностите на 1 ÷ 4 бл. на АЕЦ Козлодуй, които са в процес на извеждане от експлоатация.

Разработен е ОАБ за извеждане от експлоатация на 1 ÷ 4 блок на АЕЦ Козлодуй.

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 лицензи.

През 2014 са издадени лицензи на СП „ИЕ 1÷4 блок“ за извеждане от експлоатация на 1 и 2 блок на АЕЦ “Козлодуй”.

През 2016 г. са издадени лицензи на СП „ИЕ 1÷4 блок“ за извеждане от експлоатация на 3 и 4 блок на АЕЦ “Козлодуй”.

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.

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.

### 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 2007г. 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. Изпълняват се дейности по рекултивацията и консервацията на хвостохранилище „Бухово“ и замърсените с уран терени в района, известни като „Разлив Яна“.

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**

*“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. Подчертана е изключителната роля на качествено изпълнение на предварителната оценка по безопасност при одобряване на площадка за изграждане на хранилище. 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 естествените характеристики на площадката във взаимодействие с инженерните бариери, предвидени в техническият проект, чрез което се гарантира целостта на защитните бариериза 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 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.

В резултат на Решение на Върховният административен съд от 2013 г., в периода 2014-2016 г. е проведена изцяло нова процедура за извършване на оценка на въздействието върху околната среда съгласно изискванията на Закона за опазване на околната среда на Република България.

Процесът е завършен успешно с издаване на положително решение по оценка на въздействието върху околната среда от Министерството на околната среда и водите.

В средата на 2016 год. е АЯР издаде разрешение за строителство на НХРАО.

#### 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**

*“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 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 МОАБ трябва да включва раздел ”Анализ на безопасността след затваряне” - за оценка на дълговременната стабилност на съоръжението и на радиационното облъчването на населението при нормална еволюция и при нарушаване на защитните бариери, включително човешка дейност на площадката.

### Проектирани и изградени съоръжения

След одобряване на техническия проект, през 2015 год. председателят на АЯР издаде разрешение за строителство на ново съоръжение за обработване на РАО – Инсталация за плазмено изгаряне.

В началото на 2014 год. в АЯР беше представен Техническият проект, включително МОАБ, на НХРАО. При регулаторния преглед на документите от АЯР, подпомагана от външен консултант - RISKAUDIT IRSN\GRS International, беше установено съответствие с изискванията по безопасност и в резултат през 2017 г. беше одобрен Техническият проект на НХРАО. Впоследствие беше издадено и разрешение за строителство, с което започнаха реалните строителните дейности по изграждане на новото ядрено съоръжение.

## **Член 15. Оценка на безопасността на съоръжения**

*“Член 15. Оценка на безопасността на съоръжения*

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

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

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

*iii. преди експлоатацията на съоръжение за управление на радиоактивни отпадъци се изготвят актуализирани и подробни варианти на оценката на безопасността и оценката на въздействието върху околната среда, когато се счита 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.

Представени са промените в нормативната уредба, а именно *Наредба за безопасност при управление на РАО* от 2013 г.с която 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.

### Промени в законодателната основа

През периода 2014 – 2017 год. няма изменения в законодателната основа, свързани с оценката на безопасността на съоръжения.

#### 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 лицензии 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 (PSAR). Етапът на проектиране приключва с одобряване от страна на АЯР на техническия проект. Той може да бъде одобрен единствено на базата на ISAR. 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 (FSAR) 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 лицензии 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

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*.

Отчетите за анализ на безопасността са преминали процеса на регулаторен преглед от АЯР в рамките на производството за подновяване и издаване на съответните лицензии за експлоатация и разрешения.

Във всички оценки на безопасността са прилагани общоприети аналитични подходи, включващи анализ на възможни 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.

#### 1. Актуализиран отчет за анализ на безопасността на СП „РАО-Козлодуй”

На 28.05.2015 г. бе издадена нова лицензия за експлоатация на съоръжение за управление на РАО на СП „РАО-Козлодуй”. Във тази връзка е извършен преглед и актуализация на Отчета за анализ на безопасността на ядреното съоръжение за управление на РАО.

Целите на извършения анализ бяха:

- Да се направи преглед и сравнение на съществуващия списък от изходни събития за СП „РАО-Козлодуй” със списъка на потенциалните изходни събития и ако при прегледа бъдат идентифицирани нови изходни събития те да бъдат анализирани;

- Да се оцени влиянието на направените до момента изменения в проекта върху безопасността;

- Да актуализират данните в отчета във връзка с настъпили изменения в законодателството, нормативната база натрупания експлоатационен опит и др.

Основните резултати от анализа са:

- Не са идентифицирани нови изходни събития;

- Не се налагат промени в АООБ на СП „РАО-Козлодуй” свързани с разгледаните изходни събития;

- Направени са препоръки за организационни мерки за подобряване на безопасността.

#### Оценки на безопасността на съоръжения за погребване на РАО

*Предварителен отчет за анализ на безопасността в процеса на избор на площадка за Национално хранилище за радиоактивни отпадъци (НХРАО)*

Съгласно изискванията на чл. 37 от *Наредба за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия* към искането за издаване на заповед за одобряване на избраната площадка е разработен Предварителен отчет за анализ на безопасността, който е представен през 2013 с искане за одобрение на избраната площадка. Както е докладвано в предишният Национален доклад, към отчета са направени забележки, които са отстранени през 2015 г., по начин доказващ напълно 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.

*Междинен отчет за анализ на безопасността в процеса на избор на площадка за Национално хранилище за радиоактивни отпадъци (НХРАО)*

В процеса на разработване на Техническият проект за изграждане на НХРАО е разработен Междинен отчет за анализ на безопасността на ядреното съоръжение, изготвен въз основа на предварителния отчет за анализ на безопасността и техническия проект на съоръжението. Обхватът на отчета е определен съгласно изискванията на чл. 40 *Наредба за реда за издаване на лицензии и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия*.

Анализът на безопасността е разработен съгласно Методиката ISAM, като в резултат от извършените оценки са разработени сценарии за нормална еволюция на системата, както и вероятни алтернативни еволюционни сценарии.

На базата на резултатите от оценката на обособените сценарии са определени експлоатационните лимити на съоръжението, доказано е че естествените характеристики на площадката във взаимодействие с инженерните бариери, предвидени в техническия

проект напълно удовлетворяват изискванията на Разрешението за проектиране по чл. 39 от *Наредба за реда за издаване на лицензи и разрешения за безопасно използване на ядрената енергия*, както и напълно се осигурява защитата на населението и опазването на околната среда при спазване на дозовите лимити и ограничения.

Процедура за извършване на оценка на въздействието върху околната среда

В резултат на Решение на Върховният административен съд от 2013 г., в периода 2014-2016 г. е проведена изцяло нова процедура за извършване на оценка на въздействието върху околната среда съгласно изискванията на Закона за опазване на околната среда на Република България.

Процесът е завършен успешно с издаване на положително решение по оценка на въздействието върху околната среда от Министерството на околната среда и водите.



## **Член 16. Експлоатация на съоръжения**

*“Член 16. Експлоатация на съоръжения*

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

- i. разрешението за експлоатация на съоръжение за управление на радиоактивни отпадъци се основава на съответните оценки, посочени в чл. 15, и е обусловено от изпълнението на програмата за въвеждане в експлоатация, доказваща, че съоръжението, както е изградено, отговаря на проекта и изискванията по безопасност;*
- ii. са определени и при необходимост се преразглеждат пределите и условията на експлоатация, произтичащи от изпитанията, експлоатационния опит и оценките, посочени в чл. 15;*
- iii. експлоатацията, техническата поддръжка, мониторинга, инспектирането и изпитанията на съоръжение за управление на радиоактивни отпадъци се извършват в съответствие с установените процедури; в случай на съоръжение за погребване получените по такъв начин резултати се използват за верификация и преразглеждане на достоверността на направените допускания и актуализиране на оценките, описани в чл. 15, за времето след затваряне на съоръжението;*
- iv. инженерна и техническа поддръжка е налице във всички области, свързани с безопасността, в продължение на целия срок на експлоатация на съоръжение за управление на радиоактивни отпадъци;*
- v. се използват процедури по определяне на характеристиките и сортирането на радиоактивните отпадъци;*
- vi. инциденти, значими за безопасността, се докладват своевременно от притежателя на разрешението на регулиращия орган;*
- vii. са внедрени програми за събиране и анализ на съответния експлоатационен опит и където е необходимо, са предприети мерки, произтичащи от получените резултати;*
- viii. са изготвени планове за извеждане от експлоатация на съоръжение за управление на радиоактивни отпадъци, различно от съоръжение за погребване, и при необходимост се актуализират с използване на информацията, получена по време на експлоатационния срок на съоръжението, и които са съгласувани от регулиращия орган;*
- ix. са изготвени планове за затваряне на съоръжение за погребване, които се актуализират при необходимост с използване на информацията, получена по време на експлоатацията на това съоръжение, и които се преглеждат от регулиращия орган.”*

### Кратък преглед на информацията, представена в 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.

### Разрешение 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 (FSAR), 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.

#### Пределите и условията за експлоатация

Съгласно чл. 41 на *Наредбата за безопасност при управление на РАО*, Експлоатацията на съоръжението трябва да се осъществява в съответствие с пределите и условията 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 пределите 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 пределите и условията за експлоатация, включително:

- пределите за безопасност;
- стойности на параметрите за задействане на системите за безопасност;
- експлоатационни пределите и условията;
- 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 др. 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 характеризиране и сортиране на отпадъците, които отчитат особеностите на технологичния процес и взаимовръзките между различните етапи от генерирането и управлението на РАО.

Процедурите за характеризиране 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 трудноизмеримите радионуклиди, важни за дългосрочната безопасност.

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 петия 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 документиране, класифициране, анализиране и архивиране 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 на 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**

*“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 непланирано 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.

В следващите национални доклади 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

“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 (ОСТП) – 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

Описани са приетите през 2014 г. 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. Посочение, че са въведени 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 петия национален доклад са издадени две разрешения през 2014г. и 2017 г. и е извършен един трансграничен превоз на ОГ от реактори ВВЕР-440 през 2014 г.

## **Раздел J: Използвани закрити източници**

### **Член 28. Използвани закрити източници**

*“Член 28. Използвани закрити източници*

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

*2. Договаряща се страна разрешава 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 лицензи 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 2014-2016 г. СП ПХРАО – Нови хан са приети за съхраняване ИЙЛ по видове и с активност, както следва:



ГОДИНА	2014	2015	2016
Сключени договори [бр.]	39	37	31
Приети ПИЙД/ ИЙЛ [бр.]	353/493	1114/1659	1129/1253
Приети други ИЙЛ [бр.]	289	430	1092
Обща активност [Bq]	8,7E+14	4,4E+14	8,0E+14

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.

#### 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**

През 2015г. Министерският съвет прие актуализирана Стратегия за управление на отработено ядрено гориво (ОЯГ) и радиоактивни отпадъци (РАО). Стратегическият документ, с хоризонт до 2030 г., е разработен в съответствие с приоритета за актуализацията на действащата стратегия за управление на ядрено гориво, заложен в програмата на правителството за стабилно развитие на Република България за периода 2014-2018 г. Стратегията е изготвена в съответствие с изискванията на Директива 2011/70/Евратом на Съвета на ЕС за създаване на рамка на европейска общност за отговорно и безопасно управление на ОЯГ и РАО.

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.

През 2017 год. е издадена заповед за одобряване на избраната площадка и на техническия проект на НХРАО, след което е издадено разрешение за строителство на съоръжението.

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

Съгласно съществуващите договори, ВАО от преработката на ОЯГ подлежат на връщане в Република България до десет години след като конкретният обем ВАО бъде определен по съгласувана между страните Методика, в съответствие с международните практики в тази област. ВАО от ОЯГ, транспортирано за преработка до 1989г., не подлежат на връщане в Република България. За извозеното за преработка ОЯГ в периода от 1998г. до 2013г. точният обем, със съответните качествени и количествени характеристики, ще бъде определен с подписването на съответните договори.

Преработката на ОЯГ от реактори ВВЕР-1000, във връзка със сключени договори, действащи до 2020г., се предвижда да започне след 2025г. в рамките на планирания за изграждане радиохимически завод РТ-2 в гр. Железногорск, Русия. Проучва се и възможността за преработване на ОЯГ в други държави, разполагащи с потенциал за извличане от ОЯГ на компоненти за повторно използване в реакторни инсталации.

Страната ни участва в проучвания на възможни технически решения за краен етап в управлението на ВАО и дълго живеещи средноактивни РАО (САРАО). Интерес представляват проекти на регионални и международни инициативи за погребване на ВАО, като се отчитат националните изисквания, обществените настроения, финансовите възможности и обема ВАО, вкл. ВАИЙЛ. Търсенето на международни решения не е пречка за изпълнението на националната програма в тази област.

На този етап за оптимално се приема решението за изграждането на буферно хранилище за дълговременното им съхранение. Прието е, че в периода на контролирано съхраняване на ВАО ще има възможност да се получат нови данни и технически решения, които ще могат по съществен начин да променят методите на управление на тези отпадъци. Така ще се избегнат сериозни грешки при окончателното погребване в устойчиви геоложки формации.

Стратегията за управление на ОЯГ и РАО до 2030г. предвижда да бъде извършен анализ на инвентара и количествата ВАО от преработката на ОЯГ, както и да бъде изградено хранилище за дълговременно съхранение на контейнери с ВАО, получени от преработката на ОЯГ, на площадката на АЕЦ „Козлодуй“, което да бъде пуснато в експлоатация до 2025г.

В съответствие с националното законодателство, геоложкото погребване в Република България се приема за най-подходящия вариант за трайно гарантирана безопасност при изолирането на високоактивни и дългоживеещи радиоактивни отпадъци.

В този смисъл е разработена програма за изследване и изграждане на съоръжение за подземно геоложно погребване на високоактивни и средно активни дългоживеещи РАО, категория 2б. Програмата предвижда приемане на методика за определяне количеството и качеството на продуктите (инвентара) от преработката на ОЯГ, подлежащи на връщане в страната. Ще бъде извършен анализ на възможните варианти за дългосрочно управление в страната чрез създаване на лаборатория за изследвания на експерименталното съхраняване на ВАО и ниско – и средноактивни РАО, кат. 2б.

### **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**

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

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.

През 2015 г. е въведено е експлоатация ХЗЗМ - хранилище за почва, строителни и други отпадъци от инертни материали с много ниско ниво на радиоактивно замърсяване. Изпълнени са рехабилитационните мерки съгласно проектна документация и издаденото разрешение от АЯР.

През 2016г е издадено разрешение от АЯР за реализиране на Техническо решение за съхранение на отпадъци с много ниско ниво на радиоактивно замърсяване категория 1,„в” в инженерно съоръжение на площадката на АЕЦ „Козлодуй“.

Реализира се Техническо решение за оптимизиране процеса на преработка на генерираните от суперпреса ННS – 1000 - 3R вторични РАО.

Разработен е метод за кондициониране на шламове и утайки от АЕЦ „Козлодуй“, на който предстои техническа реализация.

Изпълнява се Техническо решение за поетапна модернизация на Автоматизирана информационна система за радиационен контрол в Цех за преработване на радиоактивни отпадъци.

#### **4.2 СП ИЕ Козлодуй**

Подготвя се нов комплексен проект за извличане и обработване на твърдата фаза в БКО, отработените йонобменни смоли и шламовете и утайките.

Изградена е инсталация за плазмено изгаряне на твърди РАО. Проведени са изпитания с нерадиоактивни отпадъци. Предстои изпълнение на програма за въвеждане в експлоатация на съоръжението.

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

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

## Раздел L: Приложения

**СПИСЪК НА СЪОРЪЖЕНИЯТА  
ЗА УПРАВЛЕНИЕ НА ОТРАБОТЕНО ГОРИВО,  
тяхното местоположение, основно предназначение и съществени характеристики**

**I. 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; подтиска процесите на деградация на материалите на обвивките на топлоотделящите елементи и конструкционните материали на касетите; параметрите на химическия състав на водата и нейната активност (пределното ниво на радиоактивно замърсяване е  $1,11 \cdot 10^5$  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 поглъtitел. 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 персоналът 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 2006г. 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 “Модернизиране 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 ОЯГ с презареждаща машина за ОГ от ВВЕР1000 и ВВЕР440. Подменена е системата за защити 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 ОЯГ.

## **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 ОЯГ, чохлите със СЯГ и чохлите с хермопенали.

Във вътрешното пространство на отсеците за съхранение на ОЯГ 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 повреди 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 кухина 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 ОЯГ 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 с 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 kg от височина 10m. (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. Топлообменниците 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 ОЯГ.

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, ХОГ и в СХОГ, към 31.12.2016 г. съставлява 899,9 тона тежък метал. Това количество е разпределено в 3096 отработени касети от ВВЕР-440 и 1287 отработени касети от ВВЕР-1000, или общо 4383 касети.

## Количества ОГ по номенклатура и тежък метал в ХОГ към 31.12.2016 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	3	355	2340	269960
	124	2,4	38	4436		
	136	3,6	2061	238485		
	216	1,6	6	670		
	224	2,4	191	21444		
	236	3,6	41	4570		
ВВЕР-1000	A	2,0	12	5138	636	253193
	B	3,0	2	780		
	Г	3,3	105	44000		
	ГВ	3,13	2	842		
	E	4,4	156	59614		
	ЕД	4,23	180	69074		
	N3536	3,53	110	45394		
	N3996	3,99	5	2073		
	N4306	4,3	64	26278		
<b>ОБЩО</b>					<b>2976</b>	<b>523153</b>

**Количества ОГ по номенклатура и тежък метал в ХССОЯГ към 31.12.2016 г.**

Тип на реактора	Тип на касета	Начално обогатяване по $^{235}\text{U}$ [%]	ХССОЯГ		ОБЩО	
			Брой касети	Маса на тежък метал [kg]	Брой касети	Маса на тежък метал [kg]
ВВЕР-440	116	1,6	1	118,1	<b>756</b>	<b>87396,5</b>
	124	2,4	21	2453,4		
	136	3,6	716	82807		
	236	3,6	18	2018		

**Количества ОГ в БОК 5 и 6 по номенклатура и тежък метал към 31.12.2016 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	ЕД (4230)	4,23	48	18426	16	6140	<b>64</b>	<b>24566</b>
ВВЕР-1000	Е (4400)	4,4	21	8042	16	6145	<b>37</b>	<b>14187</b>
ВВЕР-1000	N 3536	3,53	3	1233	11	4535	<b>14</b>	<b>5768</b>
ВВЕР-1000	N 3996	3,99	53	21910	49	20285	<b>102</b>	<b>42195</b>
ВВЕР-1000	N 4306	4,3	219	90066	215	88445	<b>434</b>	<b>178511</b>
<b>ОБЩО</b>			<b>344</b>	<b>139677</b>	<b>307</b>	<b>125550</b>	<b>651</b>	<b>265227</b>

**Общо за АЕЦ "Козлодуй"**

Тип на реактора	Брой касети	Тегло на тежък метал [kg]	Приблизителна активност [Bq]
ВВЕР-440	3 096	357 356.5	$0.343 \cdot 10^{19}$
ВВЕР-1000	1 287	518 420.0	$2,102 \cdot 10^{19}$
<b>ОБЩО</b>	<b>4 383</b>	<b>875 776.5</b>	$2,445 \cdot 10^{19}$

## **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 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 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 състои 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 234 mm. Общата дължина на касетата е 4570 mm. 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%. Топлоотделящите елементи (ТОЕ) са запълнени с таблетки с  $UO_2$  с централен отвор с диаметър 1,5 мм. Касетата съдържа общо 429,7 кг 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 234 мм. Общата дължина на касетата е 4570 мм. 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%. Топлоотделящите елементи (ТОЕ) са запълнени с таблетки с  $UO_2$  с централен отвор с диаметър 2,35 мм. Касетата съдържа общо 399,9 кг 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 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 1,5мм и 1,4мм. 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 2а категория, твърди РАО 2б категория, ниско- и средноактивни течни радиоактивни концентрати и 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 2а категория 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 полезен обем 1786 m<sup>3</sup>. Работни условия – температура на околната среда, атмосферно налягане. Снабдени са със системи за автоматично пожароизвестяване и пожарогасене.

Твърдите РАО 2б категория се съхраняват в помещения бункерен тип с горен цилиндричен люк, монолитна стоманобетонна конструкция, осигуряваща и необходимата биологична защита. Общ полезен обем 224 m<sup>3</sup>. Работни условия – температура на околната среда, 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 полезен обем 3584 m<sup>3</sup>. Три от тях са с диаметър 6.4 m, височина 6.4 m и полезен обем по 200 m<sup>3</sup>, останалите четири – с диаметър 10 m, височина 10 m и полезен обем по 746 m<sup>3</sup>. Снабдени са със система за контрол на нивото. Работни условия – температура до 100оС, атмосферно налягане. Транспортирането на радиоактивната среда се осъществява с монжус. Смукателната 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 полезен обем по 95 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 40оС, атмосферно налягане. Смукателната вентилационна система от помещенията на резервоарите осигурява и газоочистване.

Помещение за съхраняване на източници на йонизиращи лъчения към отдел “Метрологично осигуряване”

Съхраняването на закрити източници на йонизиращи лъчения се извършва в обособено за целта помещение, намиращо се на територията на лаборатория “Измерване на йонизиращи лъчения”, СБК-1.

Източниците се съхраняват в съответствие с изискванията за радиационна и физическа защита.

Съхраняването се извършва на основание разрешение от АЯР, което периодично се подновява и е свързано с лицензия от АЯР за използване на източници на йонизиращи лъчения за стопански цели.

Обекти за временно съхраняване на източници на йонизиращи лъчения в пожароизвестителни детектори

Временно съхраняване на източници на йонизиращи лъчения, използвани в пожароизвестителни детектори се извършва в следните обекти: Лаборатория “Радиометрия”, ОППС V енергоблок, Помещение 6 ДЕ 3005 на кота 30.00 – МЗ – източна стълбищна клетка VI енергоблок и склад “Кулата”.

Източниците се съхраняват в съответствие с изискванията за радиационна и физическа защита.

Съхраняването се извършва на основание разрешение от АЯР, което периодично се подновява и е свързано с дейностите по използване на източници на йонизиращи лъчения в пожароизвестителни датчици, които подлежат на регулаторен контрол от АЯР по ЗБИЯЕ.

## **2. СЪРЪЖЕНИЯ 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.

През 2014 год. са издадени лицензии за извеждане от експлоатация на 1 и 2 блок на АЕЦ „Козлодуй”.

През 2016 год. са издадени лицензии за извеждане от експлоатация на 3 и 4 блок на АЕЦ „Козлодуй”.

В съоръженията се извършват дейности по извличане, съхраняване, преработване и транспортиране в границите на съоръжението на РАО останали от експлоатацията на блоковете 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-Н 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. Вбетонираните 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 – 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).

Стоманобетонния 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 кондиционираните 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 контейнера. 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 голямотонажни 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 голямотонажни контейнера.

Голямотонажният 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 2а). 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 листова 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 2а. 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 2а. 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 2а. 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  $\beta$ ,  $\gamma$ -отработени източници с ниска специфична активност, които не изискват изграждане на допълнителна защита, неутронни източници и  $\alpha$ -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 СтБККУБ 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 характеризиране 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 ИЯИЯЕ – 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 47 хектара, има обем 1.3 млн. m<sup>3</sup>. В хранилището са депонирани около 171 хил. m<sup>3</sup>

замърсени земни маси и перколационни пясъци от площадката на хидрометалургичния завод „Металург“. Хвостохранилището 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 64 хектара и е с обем 10 млн. м<sup>3</sup>. В периферията на хвостохранилището са депонирани траншейно радиоактивни отпадъци получени при техническата ликвидация на ПХП “Металург”. Хвостохранилището се поддържа в предликвидационно състояние и не работи. Изградена е помпена станция за инфилтрирани води, която е в действие.

#### **4.3 Хвостохранилище “Елешница”**

Хвостохранилището е разположено на 3,0 km югоизточно от с. Елешница, община Разлог. До 1997 г. е обслужвало дейността на хидрометалургичен завод “Звезда” в с. Елешница. Заемана площ 231 дка. През 2002/2003 г. хвостохранилището е рекултивирано. 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 м<sup>3</sup> до 2100 м<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 10 x39x 2,5 м;
- два броя сорбционни колони с работен обем на всяка от тях 25 м<sup>3</sup>;

#### **4.5 Инсталация за сорбционно пречистване на замърсени с уран руднични води на участък “Бялата вода”**

22 km западно- северозападно от гр. Костенец, в землището на с. Очуша. Предназначена за пречистване на замърсените с уран води формирани от баража в дерето под бившите табани, от устието на щолня и от сондажи. Средният дебит на постъпващите гравитачно за пречистване води е 600 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 km северозападно от гр. Нови Искър. За пречистване на води, изтичащи от устието на щолня с дебит около 25 - 30 м<sup>3</sup> за денонощие и съдържание на уран 1,4 – 4,5 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;
- бетонов резервоар-утаител.

#### **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 уранопеработвателен завод “Звезда” на 2 км южно от с. Елешница. Капацитетът на Линията е  $0,5 \text{ m}^3/\text{h}$  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  $110\text{g/l}$ ;
- екстрахиране на урана от регенерационния разтвор;
- реекстрахиране на урана и обработване до получаване на кристален амониев уранилтрикарбонат  $\text{NH}_4\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3$ .

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 31.12.2016 – 444 m<sup>3</sup>

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

*Преработване*

Извършено преработване - предадени са за преработка на ДП РАО 1010 броя предпресовани варели (210 l)

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

Радионуклиден състав [Bq/kg]: <sup>134</sup>Cs – 2.10<sup>4</sup>, <sup>58</sup>Co – 2.10<sup>4</sup>, <sup>137</sup>Cs – 6.10<sup>4</sup>, <sup>60</sup>Co – 2.10<sup>5</sup>,

1.1.2 Твърди РАО – категория 2, допълнителна категория 2-III

Обем РАО към 31.12.2016 – 20 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 31.12.16 г. – 1565 m<sup>3</sup>

Общо описание - течните радиоактивни концентрати са с общо солесъдържание 160 ÷ 220 г/л, концентрация на борна киселина от – 20 ÷ 55 г/л, рН 10 ÷ 11. Наличие на отложена твърда фаза.

Радионуклиден състав: <sup>134</sup>Cs – 4,7.10<sup>6</sup> Bq/dm<sup>3</sup>, <sup>137</sup>Cs – 1,4.10<sup>7</sup> Bq/dm<sup>3</sup>, <sup>60</sup>Co – 1,8.10<sup>5</sup> Bq/dm<sup>3</sup>, <sup>125</sup>Sb - 1,6.10<sup>5</sup> Bq/dm<sup>3</sup>.

1.1.4 Отработили сорбенти - категория 2а

Обем РАО към 31.12.2016 - 167 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: <sup>134</sup>Cs – 3,63.10<sup>4</sup> Bq/dm<sup>3</sup>, <sup>137</sup>Cs – 2,44.10<sup>5</sup> Bq/dm<sup>3</sup>, <sup>60</sup>Co – 2,28.10<sup>6</sup> Bq/dm<sup>3</sup>, <sup>54</sup>Mn– 3,15.10<sup>5</sup> Bq/dm<sup>3</sup>

## 2. СЪРЪЖЕНИЯ 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 31.12.2016г. - 236 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 31.12.2016г. - 2170 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 31.12.2016г. - 209 m<sup>3</sup> (БВС - 92 m<sup>3</sup>; БНС - 117 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 31.12.2016г. - 290 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 31.12.2016г. – **1920 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 -  $1.10^4 \div 2.10^6$  Вq/l, <sup>137</sup>Cs -  $6.10^6 \div 4.10^7$  Вq/l, <sup>60</sup>Со -  $6.10^4 \div 1.10^6$  Вq/l.

### 2.1.2.3 Отработили сорбенти - категория 2а

**Обем РАО** към 31.12.2016 - **266 m<sup>3</sup>** (БВС - 119 m<sup>3</sup>; БНС - 147 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 -  $4.10^5 \div 6.10^5$  Вq/kg, <sup>137</sup>Cs -  $6.10^5 \div 4.10^7$  Вq/kg, <sup>60</sup>Со -  $3.10^5 \div 9.10^6$  Вq/kg.

Радионуклидният инвентар в БВС включва същите радионуклиди с активност съответно: <sup>134</sup>Cs -  $4.10^5 \div 3.10^6$  Вq/kg, <sup>137</sup>Cs -  $6.10^6 \div 1.10^7$  Вq/kg, <sup>60</sup>Со -  $2.10^6 \div 7.10^6$  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 31.12.2016г. - **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 31.12.2016г. - **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 31.12.2016г.

<i>Опаковка на кондиционираните РАО, тип</i>	<i>Брой опаковки</i>
СтБК-1	336
СтБК-3	1153
СтБК-2	88
Общо	1577

**Радионуклиден състав на кондиционираните РАО в СтБК-1, [Bq/kg]:**

$^{54}\text{Mn} - 4.10^2$	$^{134}\text{Cs} - 8.10^2$
$^{60}\text{Co} - 3.10^4$	$^{137}\text{Cs} - 4.10^4$

**Радионуклиден състав на кондиционираните РАО в СтБК-3, [Bq/kg]:**

$^{54}\text{Mn} - 3.10^2$	$^{110\text{m}}\text{Ag} - 1.10^2$
$^{57}\text{Co} - 2.10^1$	$^{134}\text{Cs} - 2.10^5$
$^{60}\text{Co} - 2.10^5$	$^{137}\text{Cs} - 1.10^7$

**Радионуклиден състав на кондиционираните РАО в СтБК-2, [Bq]:**

$^{54}\text{Mn} - 8.10^8$	$^{110\text{m}}\text{Ag} - 5.10^7$
$^{59}\text{Fe} - 1.10^5$	$^{134}\text{Cs} - 7.10^8$
$^{58}\text{Co} - 2.10^6$	$^{137}\text{Cs} - 4.10^{10}$
$^{60}\text{Co} - 6.10^{10}$	$^{95}\text{Nb} - 4.10^5$

### 2.2.2 Траншейно хранилище

**Твърди РАО** - категория 2а, допълнителни категории 2-I и 2-II

**Обем РАО** към 31.12.2013 – **2035 m<sup>3</sup>**

**Физически компоненти (обемни %) на РАО** – Текстил (28.02%), Метал (6.74%), Стружки (0.21%), Дърво (2.45%), Строителни отпадъци (7.48%), Полимери (1.7%), Вата (5.25%), Гума (0.23%), Хартия (0.04%), Смесени (47.88%).

#### **Обработване**

Суперпресовани – 2031 m<sup>3</sup>

Опаковани в 210 л – 4,20 m<sup>3</sup>

Необработени – 0 m<sup>3</sup>

	Съхранявани отпадъци (обемни %)	Коефициент на редуция на обема на изходните РАО
Предпресоване	-	-
Суперпресоване	99,79	7
Опаковане	0,21	3
Необработени	-	-

**Радионуклиден състав на обработените РАО, [Bq/kg]:**

$^{54}\text{Mn} - 7.10^2$	$^{110\text{m}}\text{Ag} - 4.10^2$
$^{59}\text{Fe} - 2.10^2$	$^{134}\text{Cs} - 6.10^2$
$^{58}\text{Co} - 3.10^2$	$^{137}\text{Cs} - 3.10^4$
$^{60}\text{Co} - 3.10^4$	$^{95}\text{Nb} - 3.10^2$

### 2.2.3 Склад за съхраняване на преработени твърди РАО

Твърди РАО - категория 2а, допълнителни категории 2-I и 2-II

Обем РАО към 31.12.2016 – 261 m<sup>3</sup>

Физически компоненти (обемни %) - Текстил (8%), Метал (29%),  
Строителни отпадъци (20%), Вата (14%), Смесени (29%).

#### Обработване

	Обработени отпадъци (обемни %)	Коефициент на редуция 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 31.12.2016 - СтБК-2 - 342 бр. на Площадка

№ 2

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

#### Радионуклиден състав, [Bq]:

<sup>54</sup> Mn - 2.10 <sup>8</sup>	<sup>134</sup> Cs - 2.10 <sup>9</sup>
<sup>60</sup> Co - 4.10 <sup>10</sup>	<sup>137</sup> Cs - 7.10 <sup>10</sup>
<sup>110m</sup> Ag - 7.10 <sup>7</sup>	

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

Твърди РАО - категория 2а, допълнителна категория 2-I

Обем РАО към 31.12.2016 - 292 m<sup>3</sup>

Физически компоненти (обемни %) - Текстил (44,69%), Метал (19,89%),  
Строителни отпадъци (32,89%), Вата (0,07%), Смесени (2,45%)

#### Обработване

	Обработени отпадъци (обемни %)	Коефициент на редукция на обема на изходните РАО
Предпресоване	81	3
Суперпресоване	-	-
Опаковане	-	-
Необработени	19	-

#### Радионуклиден състав на обработените РАО, [Bq/kg]:

<sup>54</sup> Mn - 2.10 <sup>3</sup>	<sup>134</sup> Cs - 5.10 <sup>2</sup>
<sup>60</sup> Co - 6.10 <sup>3</sup>	<sup>137</sup> Cs - 8.10 <sup>3</sup>

### 2.3. СП "ПХРАО - НОВИ ХАН"

#### 2.3.1 Хранилище за твърди РАО

Обем на съхраняваните към 31.12.2016 г. РАО - 71 m<sup>3</sup>.

Радионуклид	Активност, [Bq]
H-3	1.10 <sup>11</sup>
C-14	4.10 <sup>11</sup>
Co-60	2.10 <sup>11</sup>
Sr-90	6.10 <sup>11</sup>
Cs-137	3.10 <sup>12</sup>
<i>Обща активност</i>	4.10 <sup>12</sup>

#### 2.3.2 Хранилище за биологични РАО

Обем на съхраняваните към 31.12.2016 г. РАО - 64 m<sup>3</sup>.

Радионуклид	Активност, [Bq]
H-3	5.10 <sup>9</sup>
C-14	1.10 <sup>10</sup>
Co-60	2.10 <sup>9</sup>
Sr-90	1.10 <sup>10</sup>
Cs-137	8.10 <sup>10</sup>
<i>Обща активност</i>	2.10 <sup>11</sup>

#### 2.3.3 Хранилище за закрити източници

Обем на съхраняваните към 31.12.2016 г. РАО - 0,65 m<sup>3</sup>.

Радионуклид	Активност, [Bq]
Co-60	1.10 <sup>12</sup>
Sr-90	5.10 <sup>10</sup>
Cs-137	4.10 <sup>13</sup>
Ra-226	6.10 <sup>11</sup>
Pu-239	2.10 <sup>11</sup>
<i>Обща активност</i>	5.10 <sup>13</sup>

#### 2.3.4 Инженерна траншея за твърди РАО

Обем на съхраняваните към 31.12.2016 г. РАО - 160 m<sup>3</sup>.

Радионуклид	Активност, [Bq]
Co-60	$4 \cdot 10^{10}$
Sr-90	$1 \cdot 10^{11}$
Cs-137	$5 \cdot 10^{11}$
<b>Обща активност</b>	$6 \cdot 10^{11}$

### 2.3.5 Хранилище за течни РАО

Обем на съхраняваните към 31.12.2016 г. течни РАО –  $12 \text{ m}^3$ .

Радионуклид	Активност, [Bq]
Co-60	$4,35 \cdot 10^6$
Cs-137	$7,50 \cdot 10^7$
Sr-90	$3,60 \cdot 10^5$
H-3	$1,81 \cdot 10^7$
Алфа-емитери	$1,89 \cdot 10^5$
<b>Обща активност</b>	$9,80 \cdot 10^7$

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

- Обем на съхраняваните към 31.12.2016 г. твърди РАО -  $250 \text{ m}^3$  в 13 бр. стандартни ЖПК.

Радионуклиден състав към 31.12.2016 г. на съхраняваните РАО.

Радионуклид	Активност, [Bq]
Am-241	$5,19 \cdot 10^{11}$
Am-Be	$1,52 \cdot 10^{12}$
Ba-133	$1,17 \cdot 10^4$
C-14	$3,71 \cdot 10^8$
Cl-36	$1,61 \cdot 10^2$
Cm-244	$1,64 \cdot 10^9$
Co-57	$3,18 \cdot 10^6$
Co-60	$2,58 \cdot 10^{12}$
Cs-137	$5,71 \cdot 10^{11}$
Kr-85	$1,94 \cdot 10^{11}$
Na-22	$2,85 \cdot 10^9$
Pm-147	$1,54 \cdot 10^{10}$
Pu*	$2,71 \cdot 10^{12}$
Pu-239	$5,12 \cdot 10^{10}$
Pu-Be	$5,02 \cdot 10^{10}$
Ra-226	$1,48 \cdot 10^8$



Sr-90	1,29.10 <sup>11</sup>
U-238	6,24.10 <sup>9</sup>
<b>Обща активност</b>	<b>8,35.10<sup>12</sup></b>

- **Обем** на съхраняваните към 31.12.2016 твърди **РАО**– **8,99 m<sup>3</sup>**, в 4 броя стандартни контейнери тип СтБКУБ н.

Радионуклид	Активност [Bq]
Am-Be	3,22.10 <sup>11</sup>
Pu-Be	1,48.10 <sup>10</sup>
<b>Обща активност</b>	<b>3,37.10<sup>11</sup></b>

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

Хранилищни единици тип: ПЕК – 3 бр.; СтБК -15 бр.; СтБК ГОУ - 13 бр.; СтБКУБ - 45 бр.

**Радионуклиден състав** към 31.12.2016 г. на съхраняваните РАО.

Радионуклид	Активност, [Bq]
Am-241	3,07.10 <sup>12</sup>
C-14	8,59.10 <sup>10</sup>
Co-60	4,11.10 <sup>14</sup>
Cs-137	1,41.10 <sup>15</sup>
Pu-Be	6,47.10 <sup>7</sup>
Pu*	1,41.10 <sup>10</sup>
Ra-226	5,36.10 <sup>10</sup>
Sr-90	1,10.10 <sup>11</sup>
<b>Обща активност</b>	<b>1,82.10<sup>15</sup></b>

- **Радионуклиден състав** на съхраняваните твърди РАО в хранилищни единици тип ПЕК към 31.12.2016 г.

Радионуклид	Активност [Bq]
Cs-137	2,04.10 <sup>8</sup>
Pu-239/Be	6,47.10 <sup>7</sup>
<b>Обща активност</b>	<b>2,69.10<sup>8</sup></b>

- **Радионуклиден състав** на съхраняваните твърди РАО в хранилищни единици тип СтБК към 31.12.2016 г.

<b>Радионуклид</b>	<b>Активност [Bq]</b>
Am-241	$1,55 \cdot 10^{12}$
Co-60	$2,16 \cdot 10^{14}$
Cs-137	$1,05 \cdot 10^{15}$
Kr-85	$2,13 \cdot 10^{10}$
Pu*	$1,67 \cdot 10^8$
Pu-238	$1,14 \cdot 10^{10}$
Ra-226	$9,47 \cdot 10^7$
Sr-90	$5,76 \cdot 10^{10}$
<b>Обща активност</b>	$2,69 \cdot 10^8$

- **Радионуклиден състав** на съхраняваните твърди РАО в хранилищни единици тип СтБК ГОУ към 31.12.2016 г.

<b>Радионуклид</b>	<b>Активност [Bq]</b>
Co-60	$1,27 \cdot 10^{14}$
Cs-137	$3,92 \cdot 10^{14}$
<b>Обща активност</b>	$5,19 \cdot 10^{14}$

- **Радионуклиден състав** на съхраняваните твърди РАО в хранилищни единици тип СтБКУБ към 31.12.2016 г.

<b>Радионуклид</b>	<b>Активност [Bq]</b>
Am-241	$1,52 \cdot 10^{12}$
C-14	$8,60 \cdot 10^{10}$
Co-60	$6,74 \cdot 10^{13}$
Cs-134	$8,46 \cdot 10^6$
Cs-137	$9,70 \cdot 10^{12}$
Eu-152	$4,12 \cdot 10^8$
Fe-55	$4,65 \cdot 10^6$
H-3	$1,88 \cdot 10^8$
Kr-85	$2,09 \cdot 10^{10}$
Pm-147	$2,45 \cdot 10^7$

Pu-239	$3,71 \cdot 10^7$
Pu*	$1,34 \cdot 10^{10}$
Ra-226	$3,04 \cdot 10^4$
Sr-90	$1,00 \cdot 10^{12}$
Tl-204	$2,13 \cdot 10^8$
<b>Обща активност</b>	$7,97 \cdot 10^{13}$

**2.3.8 Площадка № 4 за съхраняване на нискоактивни РАО**  
**Обем на съхраняваните към 31.12.2016 г. РАО – 47 m<sup>3</sup>.**

Радионуклид	Активност [Bq]
Am-241	$8,96 \cdot 10^9$
Cm-244	$8,00 \cdot 10^9$
Pm-147	$2,00 \cdot 10^9$
Co-60	$3,00 \cdot 10^{13}$
Cs-137	$3,00 \cdot 10^{12}$
H-3	$2,00 \cdot 10^9$
Pu*	$2,51 \cdot 10^8$
Sr-90	$2,00 \cdot 10^9$
Ra-226	$8,64 \cdot 10^8$
<b>Обща активност</b>	$3,30 \cdot 10^{13}$

**2.3.9 Гореща камера**

Специализиран контейнер СК 180-4 за Cs-137 и специализиран контейнер СК 220-1 за Co-60.

**Радионуклиден състав на съхраняваните твърди РАО към 31.12.2016 г.**

Радионуклид	Активност [Bq]
Cs-137	$1,42 \cdot 10^{13}$
Co-60	$2,74 \cdot 10^{11}$
<b>Обща активност</b>	<b><math>1,45 \cdot 10^{13}</math></b>

**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 Со-60, С-14, Еу-152.

**4. Обекти на уранодобива**

**4.1 Хвостохранилище Бухово-1**

Количество депонирани РАО - 1.3 млн m<sup>3</sup> хвост.

**4.2 Хвостохранилище Бухово-2**

Количество депонирани РАО – 10 млн. m<sup>3</sup>, равняващи се на 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<sup>3</sup> 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 подзаконовни 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 авария;
- 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. СПОРАЗУМЕНИЕ между Народна Република България и Международната агенция по атомна енергия за прилагане на гаранциите във връзка с Договора за неразпространение на ядреното оръжие ;
- 1.32. ДОПЪЛНИТЕЛЕН ПРОТОКОЛ КЪМ СПОРАЗУМЕНИЕТО между Народна Република България и Международната агенция по атомна енергия за прилагане на гаранциите във връзка с Договора за неразпространение на ядреното оръжие;
- 1.33. 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;
- 1.34. 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 психофизиологични изследвания за съответствие на личностните качества на кандидатите за оперативен персонал, работещ с РАО и ОЯГ 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 ОЯГ 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. персоналет 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 петия 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 2014 г. до 30 юни 2017 г., вноските на “АЕЦ Козлодуй” ЕАД във фондовете и разходите са дадени в Таблица 1 и Таблица 2.

**Таблица 1.** Внесени / разходвани суми от “АЕЦ Козлодуй” ЕАД от фонд РАО

Години	Внесени, лв	Разходвани, лв
2014	24 553 971	0
2015	24 828 258	0
2016	24 183 511	0
към 30.06.2017	12 588 331	0
<b>Общо:</b>	<b>86 154 071</b>	<b>0</b>

**Таблица 2.** Внесени / разходвани суми от “АЕЦ Козлодуй” ЕАД от фонд ИЕЯС

Години	Внесени, лв	Разходвани, лв
2014	61 384 926	0
2015	62 070 645	0
2016	60 426 971	0
към 30.06.2017	31 470 827	0
<b>Общо:</b>	<b>215 353 369</b>	<b>0</b>

### Други източници на финансиране

Дейностите по извеждане от експлоатация се финансират основно чрез Международен фонд за подпомагане на извеждането от експлоатация в АЕЦ Козлодуй (Международен фонд Козлодуй), създаден през 2001г. с Рамковото споразумение между ЕБВР и Република България, за подпомагане на дейностите по извеждане от експлоатация на блокове 1-4 на АЕЦ „Козлодуй“. Фондът е установен с цел управление на безвъзмездната

помощ, отпусната от Европейската комисия за намаляване на последиците от предсрочното извеждане от експлоатация на блокове на АЕЦ „Козлодуй“.

За дейности по извеждане от експлоатация и управление на радиоактивните отпадъци, получени при тези дейности от МФК са предвидени по Споразумения за субсидиране 505 270 000 евро. С Регламент № 1368/2013 на Съвета за подкрепата на Съюза за програмите за подпомагане на извеждането от експлоатация на ядрени съоръжения в Република България и Словакия на Република България за периода 2014-2020г. са отпуснати 283 млн. евро за дейности по извеждане от експлоатация. Общо за дейностите по извеждане от експлоатация чрез Международен фонд Козлодуй за периода 2003-2020г. са осигурени 788 млн. евро.

## Класификация на РАО съгласно Наредба за безопасност при управление на РАО

Въвежда се класификация на РАО, която се основава на разделянето на твърдите РАО на категории и подкатегории и е насочена към безопасното им дългосрочно управление и погребване.

В съответствие с активността и специфичните им характеристики твърдите РАО се класифицират, както следва:

**Категория 1** - отпадъци, съдържащи радионуклиди с ниска активност, за които не се изисква прилагането на мерки за радиационна защита или не е необходимо високо ниво на изолиране и задържане; РАО от тази категория се подразделят допълнително на:

**категория 1a** - отпадъци, които отговарят на нивата за освобождаване от регулиране по ЗБИЯЕ;

**категория 1б** - много краткоживеещи отпадъци, съдържащи предимно радионуклиди с кратък период на полуразпадане (не повече от 100 дни), чиято активност намалява под нивата за освобождаване от регулиране по ЗБИЯЕ, в резултат на подходящо съхраняване на площадката за ограничен период от време (обикновено не по-голям от няколко години);

**категория 1в** - много нискоактивни отпадъци с нива на специфичната активност, превишаващи минимално нивата за освобождаване от регулиране по ЗБИЯЕ и много ниско съдържание на дългоживеещи радионуклиди, които представляват ограничен радиологичен риск; за тази категория отпадъци не се изисква прилагането на специфични мерки за радиационна защита или за изолиране и задържане;

**Категория 2** - ниско- и средноактивни отпадъци: РАО, съдържащи радионуклиди в концентрации, които изискват мерки за надеждно изолиране и задържане, но не изискват специални мерки за отвеждане на топлоотделянето при съхраняване и погребване; РАО от тази категория се подразделят допълнително на:

**категория 2a** - ниско- и средноактивни отпадъци, съдържащи предимно краткоживеещи радионуклиди (с период на полуразпадане не по-дълъг от този на цезий-137), както и дългоживеещи радионуклиди на значително по-ниски нива на активност, ограничена за дългоживеещите алфа-емитери под  $4,10^6$  Bq/kg за всяка една отделна опаковка и максимална средна стойност на всички опаковки в съответното съоръжение  $4,10^5$  Bq/kg; за такива РАО се изискват надеждно изолиране и задържане за период до неколкостотин години;

**категория 2б** - ниско- и средноактивни отпадъци, съдържащи дългоживеещи радионуклиди при нива на активността на дълго живеещите алфа-емитери, надвишаващи границите за категория 2a;

**Категория 3** - високоактивни отпадъци: РАО с такава концентрация на радионуклидите, при която топлоотделянето трябва да бъде взето предвид при съхраняване и погребване; за тази категория е необходима по-висока степен на изолиране и задържане в сравнение с ниско- и средноактивните отпадъци чрез погребване в дълбоки, стабилни геоложки формации.

Тази класификация се прилага и за течните и газообразните РАО в зависимост от характеристиките и формата на подходящите за погребване твърди РАО, които се очаква да бъдат получени след кондиционирането на течните и газообразните РАО. Когато в страната не е налична технология за кондициониране на течните или газообразните РАО, класификацията се извършва, като се отчитат най-добрите съвременни технологии за кондициониране.

Тази класификация не отчита нерадиоактивните опасни съставки на отпадъците и потенциалното им нерадиологично въздействие.