



# **НАЦИОНАЛЕН ДОКЛАД**

**ЗА ИЗПЪЛНЕНИЕ НА ЗАДЪЛЖЕНИЯТА**

**НА РЕПУБЛИКА БЪЛГАРИЯ**

**ПО**

**ЕДИННАТА КОНВЕНЦИЯ ЗА БЕЗОПАСНОСТ**

**ПРИ УПРАВЛЕНИЕ НА ОТРАБОТЕНО ГОРИВО**

**И ЗА БЕЗОПАСНОСТ**

**ПРИ УПРАВЛЕНИЕ НА РАДИОАКТИВНИ ОТПАДЪЦИ**

**София, Април 2003**



## СЪДЪРЖАНИЕ

<b>Раздел А. Увод.....</b>	<b>5</b>
<b>Раздел В. Политики и практики .....</b>	<b>7</b>
Член 32. Представяне на доклади .....	7
1. Политика.....	7
2. Практика.....	9
2.1. Управление на ОГ.....	9
2.2. Управление на РАО.....	10
3. Критерии за определяне и категоризиране на радиоактивните отпадъци .....	12
<b>Раздел С. Област на прилагане .....</b>	<b>13</b>
Член 3. Област на прилагане .....	13
<b>Раздел D. Отчети (инвентарни количества) и списъци.....</b>	<b>14</b>
Член 32 Представяне на доклади, т.2.....	14
<b>Раздел Е. Законодателна и регулираща система .....</b>	<b>15</b>
Член 18. Мерки за изпълнение .....	15
Член 19. Законодателна и регулираща основа.....	15
Член 20. Регулиращ орган.....	20
<b>Раздел F: Други общи разпоредби по безопасност.....</b>	<b>22</b>
Член 21. Отговорност на притежателя на разрешение .....	22
Член 22. Човешки и финансови ресурси .....	24
Член 23. Осигуряване на качеството .....	25
Член 24. Радиационна защита по време на експлоатация .....	27
Член 25. Аварийна готовност .....	30
Член 26. Извеждане от експлоатация .....	34
<b>Раздел G: Безопасност при управление на отработено гориво .....</b>	<b>35</b>
Член 4. Общи изисквания за безопасност .....	35
Член 5. Съществуващи съоръжения .....	38
Член 6. Избор на площадка за предложени съоръжения.....	39
Член 7. Проектиране и изграждане на съоръжения .....	40
Член 8. Оценка на безопасността на съоръжения .....	41
Член 9. Експлоатация на съоръжения.....	42
Член 10. Погребване на отработено гориво .....	44
<b>Раздел H: Безопасност при управление на радиоактивни отпадъци.....</b>	<b>44</b>
Член 11. Общи изисквания по безопасност .....	44

Член 12. Съществуващи съоръжения и предишни практики.....	46
Член 13. Избор на площадка за предложени съоръжения.....	47
Член 14. Проектиране и изграждане на съоръжения .....	48
Член 15. Оценка на безопасността на съоръжения .....	49
Член 16. Експлоатация на съоръжения .....	49
Член 17. Мерки за ведомствен контрол след затваряне .....	51
<b>Раздел I. Трансграничен превоз.....</b>	<b>51</b>
Член 27. Трансграничен превоз .....	51
<b>Раздел J: Използвани закрити източници .....</b>	<b>53</b>
Член 28. Използвани закрити източници .....	53
<b>Раздел K: Планирани дейности по повишаване на безопасността .....</b>	<b>54</b>
<b>Раздел L: Приложения .....</b>	<b>57</b>
<b>Приложение L-1</b>	
Списък на съоръженията за управление на отработено гориво, тяхното местоположение, основно предназначение и съществени характеристики	
<b>Приложение L-2</b>	
Отчет за отработеното гориво	
<b>Приложение L-3</b>	
Списък на съоръженията за управление на РАО, тяхното местоположение, основно предназначение и съществени характеристики	
<b>Приложение L-4</b>	
Отчет на радиоактивните отпадъци	
<b>Приложение L-5</b>	
Списък на международните договори, закони и подзаконовни нормативни актове, приложими към съоръженията за управление на отработено гориво и съоръженията за управление на радиоактивни отпадъци. Кратко описание на съществуващите нормативни актове	
<b>Приложение L-6</b>	
Преглед на безопасността на съоръжения за управление на РАО	
<b>Приложение L-7</b>	
Мерки за повишаване на безопасността на съоръжения за управление на радиоактивни отпадъци	
<b>Приложение L-8</b>	
Списък на доклади от международни мисии и проекти, свързани с безопасността на съоръжения за съхраняване на отработено гориво и на съоръжения за съхраняване на радиоактивни отпадъци	
<b>Приложение L-9</b>	
Организационно-управленска структура на АЯР	
<b>Приложение L-10</b>	
Човешки и финансови ресурси	

**Приложение L-11**

Радиационна защита

**Приложение L-12**

Предприети мерки за извеждане от експлоатация на 1 и 2 блок на АЕЦ “Козлодуй”

**Приложение L-13**

Списък на извършените анализи, реализираните проекти и планираните дейности, свързани с безопасността на ХОГ



## 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 (наричана по-нататък “Единната конвенция”). Единната конвенция е ратифицирана със закон (обн. ДВ бр. 42 от 2000 г.) и е в сила за Република България от 18 юни 2001 г.

Този доклад представя състоянието на съответствие с изискванията, достигнатото и планираното от Правителството на Република България, неговите органи и притежателите на разрешение за изпълнение на задълженията, произтичащи от Единната конвенция. Оценката за степента на изпълнение на задълженията се основава преди всичко на законодателството на страната, както и на предприетите мерки за преглед и оценка на безопасността при управление на отработено гориво и при управление на радиоактивни отпадъци.

Обществените отношения, свързани с безопасността при управление на отработено гориво и при управление на радиоактивни отпадъци, се регулират от Закона за безопасно използване на ядрената енергия (ЗБИЯЕ) и нормативните актове по неговото прилагане, приемани от Министерски съвет. В процес на разработване е съвременна регулираща основа за контрол на безопасността при управление на отработено гориво и при управление на радиоактивни отпадъци. Нормативните актове по прилагането на отменения през 2002 г. Закон за използване на атомната енергия за мирни цели са временно в сила до издаването на съответните актове, предвидени по ЗБИЯЕ.

Един от главните принципи, дефиниран в ЗБИЯЕ, е 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 при всички дейности, свързани с използването на ядрена енергия и йонизиращи лъчения.

В Република България са изградени две ядрени съоръжения, в които при експлоатация се генерират отработено ядрено гориво (ОГ) и радиоактивни отпадъци (РАО): АЕЦ “Козлодуй” и изследователски ядрен реактор (ИЯР) на Института за ядрени изследвания и ядрена енергетика (ИЯИЯЕ) на Българската академия на науките (БАН). Радиоактивни отпадъци се получават и вследствие използване на радиоактивни материали в редица граждански дейности: медицина, селско стопанство, промишленост, научни изследвания, а също от уранодобива и свързаните с него производства.

Добивът на уранова руда е прекратен след решение на Правителството на Република България през 1994 г.

Не съществуват местни заводи за конверсия, обогатяване и производство на ядрено гориво, както и за преработване на отработено гориво.

Няма ядрени съоръжения, които да са в процес на извеждане от експлоатация. Първи и втори блок на АЕЦ “Козлодуй” са изключени от енергийната система, но не са започнати подготвителните работи по тяхното извеждане от експлоатация. Изследователският ядрен реактор на БАН е спрял с предписание на регулиращия орган по ядрена безопасност през 1989 г. за привеждане в съответствие със съвременните изисквания по ядрена безопасност и радиационна защита. С решение на Министерски съвет експлоатацията на този реактор на мощност е окончателно прекратена през 1999 г. През 2001 г. Министерски съвет взема решение за реконструкция на този реактор в реактор с ниска мощност – 200 kW.

Отработеното гориво от АЕЦ “Козлодуй” се съхранява в приреакторни хранилища басейнов тип на всеки блок и в общо “мокро” хранилище на площадката на централата, където, след допълнително престояване, част от него се връща в Русия. Съгласно спогодбата между правителството на Република България и правителството на Руската

Федерация за сътрудничество в областта на атомната енергетика, българската страна е отговорна за приемане на високоактивните остъквени РАО от преработване на отработеното гориво на АЕЦ “Козлодуй”, по съгласувани между страните програми и срокове. Планирано е изграждане на “сухо” хранилище на площадката на централата за продължително съхраняване на отработено гориво. Отработеното гориво от ИЯР се съхранява в шахтохранилище, разположено в сградата на реактора. В Република България не е приемано решение за погребване на отработено гориво.

Съоръжения за управление на радиоактивни отпадъци, включително за временно съхраняване, са инсталирани на площадката на АЕЦ “Козлодуй”. По отношение на погребването на отпадъците от АЕЦ “Козлодуй” е в процес на изпълнение поэтапна програма за избор на подходяща площадка, където може да бъде изградено съоръжение за погребване на ниско- и средноактивни отпадъци. За целта няколко площадки в района на АЕЦ “Козлодуй” са в процес на проучване и наблюдение. Радиоактивните отпадъци, генерирани от медицинското и индустриалното прилагане на радиоактивни материали, се съхраняват в постоянното хранилище за радиоактивни отпадъци (ПХРАО) - Нови хан.

Нискоактивните радиоактивни отпадъци, получени от урановата промишленост, са погребани в хвостохранилища, а металните РАО - в траншеи край с. Елешница и с. Бухово. Проектите за техническа ликвидация, техническа и биологическа рекултивация на тези обекти са в процес на изпълнение.

Националната стратегия за безопасно управление на отработеното гориво и на радиоактивните отпадъци, приета от Министерски съвет през 1999 г., предвижда до края на 2003 г. да бъде завършен процеса по изграждане на цялостна инфраструктура за управление на отпадъците, а от 1 януари 2004 г. - въвеждане в действие разпоредбите на ЗБИЯЕ относно Държавното предприятие “Радиоактивни отпадъци”. По този начин, управлението на РАО извън обектите, в които се генерират, от 2004 г. ще се осъществява от Държавното предприятие “Радиоактивни отпадъци”.

Финансирането на дейностите, свързани с управлението на РАО, се извършва от лицата, които генерират тези отпадъци, включително чрез вноски във фонд “Радиоактивни отпадъци”, а на тези за извеждане от експлоатация - от операторите на ядрени съоръжения, включително чрез вноски във фонд “Извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения”.

Международното сътрудничество е особено важно за повишаване на безопасността при управлението на отработеното гориво и радиоактивните отпадъци. В тази връзка особено важна е ролята на МААЕ и Европейската комисия. От особено значение е продължаване на усилията за хармонизация както на изискванията на стандартите по безопасност, така и на подходите за тяхното прилагане, което ще способствува за по-нататъшно укрепване на международния режим за ядрена безопасност и на общественото доверие. Заслужават внимание възможности за изграждане на регионални хранилища с международно финансиране.

В раздели В – J на този доклад, наред с описание на разглежданите въпроси, е дадено и заявление за прилагането на всеки член на Единната конвенция. Главните планирани дейности по повишаване на безопасността са изложени в раздел К, а в раздел L са приложени материали с информация, имаща отношение към разглежданите въпроси.



## **Раздел В. Политики и практики**

### **Член 32. Представяне на доклади**

#### *“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.”*

### **1. Политика**

Политиката на Република България в областта на управлението на отработеното гориво и радиоактивните отпадъци се провежда въз основа на следните основни нормативни актове:

- Закон за безопасно използване на ядрената енергия;
- Закон за опазване на околната среда.

Политиката е насочена към управление на отработеното гориво и на радиоактивните отпадъци по безопасен за обществото и околната среда, чрез последователно прилагане на икономически ефективен, всеобхватен и цялостен подход, при който се отчитат историческия аспект и съвременните тенденции, научния, техническия и финансовия ресурси на страната и ясно се определят отговорностите на държавата и на операторите на ядрени съоръжения.

Основна отговорност за гарантиране на безопасността при управление на отработеното гориво и радиоактивните отпадъци носи държавата. Политиката и практиките в областта на управлението на отработено гориво и радиоактивни отпадъци в Република България се основават на следните принципи:

1. Ефективна защита на здравето на отделни лица и обществото от въздействието на йонизиращите лъчения и потенциалните опасности и опазването на околната среда чрез безопасно управление на отработеното ядрено гориво и безопасно управление на радиоактивните отпадъци, на всички етапи, сега и в бъдеще, има първи и най-висш приоритет;
2. Отстояване на ролята на безопасността при управление на отработеното ядрено гориво и на радиоактивните отпадъци чрез националното законодателство и международните споразумения;
3. Укрепване на независимостта и компетентността на регулиращия орган;
4. Прилагане на ефективни методи за защита, утвърдени от регулиращия орган, в рамките на националното законодателство, което отчита международно приети критерии и норми и добри практики;
5. Недопускане на налагането на непосилно бреме върху бъдещите поколения;
6. Недопускане на действия, които подлагат на обосновано предвидими последствия бъдещите поколения, по-големи от тези, допуснати за сегашното поколение;
7. Поддържане на високи стандарти на безопасност и прилагане на апробирани технологии при управление на отработеното гориво и на радиоактивните отпадъци;
8. Насърчаване на развитието и поддържане на ефективна култура на безопасност на всички етапи на управление на отработеното гориво и на радиоактивните отпадъци;

9. Признаване на важността от информиране на обществеността открито и навременно по въпроси, свързани с безопасността при управление на отработеното гориво и радиоактивните отпадъци;
10. Отчитане на мнението на обществеността при формулиране на политиката за безопасното управление на отработеното гориво и безопасното управление на радиоактивните отпадъци;
11. Укрепване и развитие на международното сътрудничество;
12. Подпомагане на безопасното и ефективното управление на отработеното гориво и радиоактивните отпадъци чрез двустранни и многостранни споразумения;
13. Отложено решение и частично извозване на отработеното гориво за преработване на основата на двустранни и многостранни споразумения;
14. Гарантиране чрез националното законодателство на финансовата осигуреност на ефективното управление на отработеното гориво и радиоактивните отпадъци.

Задачите, мерките и техните приоритети за постигане на целите на закона за безопасно управление на отработеното гориво и радиоактивните отпадъци са формулирани в Националната стратегия за безопасно управление на отработеното гориво и на радиоактивните отпадъци, приета от Министерския съвет през 1999 г. Стратегията е насочена към създаване на единна национална система за управление на отработеното гориво и радиоактивните отпадъци, в съответствие с препоръките на МААЕ, с постановките на Единната конвенция и с достиженията на правото на Европейските общности (*Acquis Communautaire*). Понастоящем се подготвя актуализация на стратегията, която отчита реализираните мерки и набелязва нови в съответствие с националната политика и процеса на евроинтеграция.

Управлението на ОГ и РАО в Република България е предмет на разрешителен режим и се извършва само след получаване и в съответствие с условията на получените разрешения и лицензии за безопасното осъществяване на съответните дейности.

Защитата на персонала и населението от йонизиращите лъчения при извършване на дейности с отработено гориво и с радиоактивни отпадъци се осъществяват съгласно изискванията на Наредбата за основни норми за радиационна защита (ОНРЗ-2000).

Средството за постигане на целите на Закона за опазване на околната среда (ЗООС) е Националната стратегия за околна среда, която се разработва от министъра на околната среда и водите.

### **Институционална рамка**

Министерският съвет:

- Приема нормативни актове по прилагане на ЗБИЯЕ и ЗООС.
- Приема национална стратегия за управление на ОГ и РАО, одобрява и внася за приемане от Народното събрание Национална стратегия за околна среда.

Председателят на Агенцията за ядрено регулиране (правоприемник на Комитета за използване на атомната енергия за мирни цели) е специализиран независим орган на изпълнителната власт, който осъществява държавното регулиране на безопасното управление на отработеното гориво и радиоактивните отпадъци.

Министърът на енергетиката и енергийните ресурси провежда националната политика, разработва и внася за приемане от Министерски съвет стратегия за управление на отработеното гориво и радиоактивните отпадъци.

Министърът на околната среда и водите: разработва политиката и стратегията за опазване на околната среда и осъществява държавната политика в тази област, която се интегрира в секторните политики – транспорт, енергетика, строителство, селско стопанство, промишленост, образование и други; упражнява контрол върху компонентите на околната среда и факторите, които им въздействат на национално равнище.

Министрите на здравеопазването, на вътрешните работи, на отбраната, на земеделието и горите, на транспорта и съобщенията, на образованието и науката осъществяват специализиран контрол съгласно законовите си правомощия.

Постоянната комисия за защита на населението при бедствия, аварии и катастрофи към Министерския съвет осъществява организацията, ръководството и контрола на дейността по недопускане, намаляване и ликвидиране на последствията при възникване на бедствия, аварии и катастрофи извън площадките на ядрените съоръжения.

Операторите на ядрени съоръжения са отговорни за безопасното манипулиране и съхраняване на генерираното ОГ на площадката на съоръжението, в което е използвано. Те осигуряват финансови средства за извеждане на съоръженията от експлоатация.

Производителите на РАО носят отговорност за безопасното управление на генерираните от тях отпадъци до предаването им на държавата. В съответствие с принципа “замърсителят плаща”, те поемат разходите по управлението на техните отпадъци от генерирането им до погребването им, включително мониторинга на хранилищата след затварянето им.

## **2. Практика**

### **2.1. Управление на отработено гориво**

Отработеното гориво не е определено за погребване.

#### **ИЯИЯЕ**

Дейностите по управлението на отработено гориво в страната започват с въвеждането в експлоатация на изследователският реактор ИРТ-2000 (руски проект) през 1961 г. във Физическия институт с Атомна научно-експериментална база (ФИ с АНЕБ) на Българската академия на науките (БАН) в София, понастоящем - Ядрена научно-експериментална база (ЯНЕБ) към Институт за ядрени изследвания и ядрена енергетика (ИЯИЯЕ) на БАН. Реакторът е предназначен за провеждане на научни изследвания и за производство на радиоактивни изотопи. Облъченото гориво се съхранява в приреакторно съоръжение (шахтохранилище) басейнов тип, изградено в биологическата защита на реактора. Изследователският реактор е спрял от експлоатация през 1989 г.

#### **АЕЦ “Козлодуй”**

Въпросите, свързани с управлението на отработеното гориво от АЕЦ “Козлодуй”, са предмет на проекта на енергоблоковете и на договореностите между България и бившия СССР за изграждането им. По първоначалния проект, отработеното гориво (ОГ) се съхранява за срок от 3 години в басейни за отлежаване на касетите (БОК) към реакторите, след което се връща в бившия СССР за преработване.

През 1985 г. минималният срок за отлежаване на ОГ преди връщането му за преработване е променен от 3 на 5 години. Това изискване, както и необходимостта от осигуряване на допълнителен капацитет за временно съхраняване на отработено гориво в случаи на забавено връщане в Русия, наложиха изграждането на самостоятелно съоръжение (хранилище) за временно съхраняване на отработено гориво (ХОГ) на площадката на АЕЦ “Козлодуй”. Първоначално ХОГ е предназначено за съхраняване на ОГ от ВВЕР-440 и е въведено в експлоатация през 1989 г. През 2000 г. е завършена реконструкцията на ХОГ за съхраняване на ОГ от ВВЕР-1000.

Понастоящем, отработеното гориво от реакторите ВВЕР-440 и ВВЕР-1000 отлежава за минимален срок от 3 и 5 години съответно в приреакторните басейни за отлежаване на касетите, след което се прехвърля за временно съхраняване в ХОГ с помощта на вътрешностанционен транспортен контейнер и специализирана автоплатформа. В ХОГ касетите отработено гориво се съхраняват по мокър способ, разположени в транспортни кошници. Предвиденият срок за временно съхраняване по мокър способ е 30 години.

В периода 1979 – 1988 г., отработено гориво от реакторите ВВЕР-440 се връща в СССР без задължения за България да приема обратно радиоактивни отпадъци от преработването на горивото. Съгласно Спогодбата от 1995 г. между Република България и

Руската Федерация, приемането на отработено гориво от АЕЦ “Козлодуй” е обвързано с връщане в България на високоактивните отпадъци (HLW) от преработването на горивото. От 1998 г. до сега отработено гориво от реакторите ВВЕР-440 и ВВЕР-1000 се връща в Русия срещу заплащане, на договорна основа.

Утвърденият през 2002 г. от министъра на енергетиката и енергийните ресурси план за безопасно управление на ядрено горивния цикъл в АЕЦ “Козлодуй” определя конкретни мерки за управление на ОГ:

- продължава връщането на отработеното гориво в Русия в краткосрочен план;
- увеличаване капацитета на съществуващото хранилище за мокро съхраняване на ОГ на площадката;
- изграждане на ново хранилище за сухо съхраняване (понастоящем е в ход тръжна процедура, предвижда се първият етап на хранилището да влезе в експлоатация през 2006 г.);

## **2.2. Управление на РАО**

### **РАО, генерирани в АЕЦ “Козлодуй”**

Преобладаваща част от РАО, които се генерират в АЕЦ “Козлодуй”, са ниско- и средноактивни краткоживеещи (LILW-SL) съгласно терминологията на МААЕ.

Първите четири блока на централата са проектирани в съответствие с концепцията за събиране и съхраняване на РАО на площадката на АЕЦ до етапа на извеждане на блоковете от експлоатация.

В средата на 1990-те, на площадката на АЕЦ “Козлодуй” започва изграждането на Комплекс за преработване, кондициониране и съхраняване на РАО, който включва линия за преработване на твърди РАО, линия за преработване на течни РАО и за кондициониране на РАО, и склад за временно съхраняване на кондиционираните РАО.

Понастоящем, дейностите по управление на РАО от АЕЦ “Козлодуй” включват предварително преработване, преработване и съхраняване на течни и твърди РАО и се извършват на площадката на централата. Газообразните радиоактивни вещества, които се генерират в процеса на експлоатация на ядрените съоръжения на площадката на централата, се освобождават в околната среда след предварително очистване, като разрешени от регулиращия орган емисии.

Течните РАО, които се генерират в АЕЦ “Козлодуй”, са основно водоразтворими (aqueous) отпадъци и сравнително малко по обем органични (organic) отпадъци. Технологичните радиоактивно замърсени отпадъчни води се събират чрез специални системи и се преработват, при което се получава дестилат и концентрат. Дестилатът преминава през йонообменни филтри и се контролира по химични и радиохимични показатели. При установено съответствие с изискванията на технологичния регламент по отношение на специфична и тотална активност, т.нар. дебалансни води се освобождават в околната среда, като разрешени от регулиращия орган изхвърляния. Концентратът се съхранява в резервоари от неръждаема стомана, разположени в спецкорпусите (СК) на блоковете на АЕЦ “Козлодуй”. Съоръженията за съхраняване на течните РАО са изградени заедно със съответните блокове. В процес на изпитания и въвеждане в експлоатация е линия за преработване на течни РАО и кондициониране на РАО.

Органичните течни РАО (отработени сорбенти) се събират и съхраняват отделно в спецкорпусите на блоковете на АЕЦ “Козлодуй”.

Твърдите РАО се сортират на мястото на генерирането им по радиометрични характеристики и по вид на материала. На този етап се извършва отделянето на радиоактивните отпадъци от много нискоактивните отпадъци (VLLW), както и разделното събиране на РАО по категории и видове.

Твърдите РАО, които представляват активирани материали с висока активност се съхраняват в специални защитни съоръжения “могилници”, разположени в централните зали на реакторите на 1 – 4 блок и в специализирания корпус към 5 и 6 блок.

Пресуемите твърди РАО се преработват с цел намаляване на обема и осигуряване на структурна стабилност. Преработването се извършва в Комплекса за преработване, кондициониране и съхраняване на РАО, посредством Линията за преработване на твърди РАО. Отпадъците се пресоват в 200-литрови варели на 2 етапа – предварително пресоване на РАО във варелите с усилие 50 тона и пресоване на самите варели със супер-преса с натиск 910 тона. Твърдите непресуеми отпадъци са сравнително малък обем и се събират в 200-литрови варели без по-нататъшно преработване.

Транспортирането на РАО на площадката на централата се извършва в транспортни контейнери, с контейнеровози, специална транспортна платформа и авто-цистерна.

#### **РАО от ядрените приложения**

Всички РАО, които се генерират в резултат на използване на източници на йонизиращи лъчения в медицината, промишлеността, изследванията и образованието (ядрените приложения) са ниско- и средноактивни (LILW-SL, LILW-LL) съгласно терминологията на МААЕ.

Дейностите по безопасно управление на РАО в обектите, в които се генерират, до предаването им на държавата, се регулират и контролират като част от дейностите по използване на ИЙЛ съгласно Закона за безопасно използване на ядрената енергия. Обхватът на тези дейности е различен в отделните обекти.

Управлението на РАО, предадени на държавата за дълговременно съхраняване, се осъществява от Института за ядрени изследвания и ядрена енергетика (ИЯИЯЕ) към БАН чрез Постоянното хранилище за радиоактивни отпадъци, разположено до с. Нови хан, (ПХРАО-Нови хан).

ПХРАО-Нови хан е въведено в експлоатация през 1964 г. Хранилището е изградено по типов руски проект с предназначение за погребване на ниско- и средно-активните отпадъци от ядрените приложения в страната. Предоставено е за експлоатация, поддръжка и научно обслужване на Физическия институт с Атомна научно-експериментална база (ФИ с АНЕБ) на Българската академия на науките (БАН) и от 1972 г. на приемника на част от дейностите на тази институция - Института за ядрени изследвания и ядрена енергетика (ИЯИЯЕ) при БАН. По това време ФИ с АНЕБ, като експлоатиращ изследователския реактор ИРТ-2000, е основния производител на РАО и място, където работят специалисти в областта на РАО. На площадката на ПХРАО-Нови хан се намират съоръжения за съхраняване на отработени закрити източници, твърди непреработени отпадъци и кондиционирани биологични отпадъци, в които от въвеждане на хранилището в експлоатация през 1964 г. до 1994 г. са разполагани РАО.

През 1994 г. ПХРАО-Нови хан е спряно от експлоатация от регулиращия орган за предприемане на мерки за ремонт и модернизация на съоръженията и инфраструктурата. Новопостъпващите РАО са съхранявани временно в Централното изотопно хранилище на площадката на ИЯИЯЕ в София. В резултат на извършените ремонтни и възстановителни работи в периода 1988 – 2000 г. ПХРАО получава разрешение за съхраняване на РАО в надземни съоръжения за временно съхраняване. В края на 2000 г. всички радиоактивни отпадъци от Централното изотопно хранилище са транспортирани до площадката на ПХРАО – Нови хан и разположени в надземните съоръжения за временно съхраняване. Понастоящем операторът на хранилището извършва дейности по транспорт, предварително преработване и съхраняване на РАО.

В ПХРАО-Нови хан приетите отпадъци се разполагат за временно съхраняване в специални приемници. Твърдите РАО и отработени източници с ниска активност, които не изискват допълнителна защита от радиация, се съхраняват в стандартни железопътни контейнери. Отработени източници в транспортни опаковки, включително високоактивни,

изискващи допълнителна защита срещу радиация, се съхраняват в хидроизолирани железобетонни приемници. При необходимост, отпадъците се сортират и преупаковат.

### **РАО от добив и преработване на уранова суровина**

В рамките на урановата промишленост, в Република България са експлоатирани над 40 добивни обекта и два хидрометалургични завода. Генерирани са над 20 милиона тона отпадъци, акумулирани в 3 хвостохранилища и около 300 табана. Уранодобивът е прекратен с решение на Правителството на Република България през 1994 г.

Районите, оценени като най-рискови за населението от радиологична гледна точка, се характеризират с голям обем на провежданите в миналото в тях минни дейности и извършване на хидрометалургичната преработване на урановата суровина.

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. Безопасното управление на радиоактивните отпадъци от добиването и преработването на уранова суровина, които са извън обхвата на Конвенцията (вижте Раздел С на доклада), е предмет на Националната стратегия по околната среда и Националната програма за управление на отпадъците.

Съгласно Националната стратегия по околната среда и Националната програма за управление на отпадъците, приети от Министерския съвет през 1999 г., приоритети на безопасното управление на радиоактивните отпадъци от добиването и преработването на уранова суровина, са:

- Приключване на техническата ликвидация на уранодобивните и уранопреработвателни обекти;
- Извършване на качествена техническа и биологична рекултивация, във връзка с бъдещо използване на земите от земеделския и горския фонд;
- Провеждане на комплексен и системен мониторинг на повлияните райони;
- Комплексно почистване на замърсените води, изтичащи от районите на бивши уранодобивни обекти;
- Детайлна оценка и прилагане на необходимите рехабилитационни мерки в районите на добивните, експерименталните и проучвателните уранови рудници и участъци, невключени в програмата за ликвидиране на последствията от добива и преработването на уранова суровина.

Радиоактивните отпадъци от урановата промишленост, предвид тяхната специфика, се управляват съгласно Наредба № 1 от 15.11.1999 г. за норми за целите на радиационната защита и безопасността при ликвидиране на последствията от урановата промишленост в Република България и Инструкция № 1 на КИАЕМЦ за реда и начина за третиране на радиоактивно замърсени материали, съоръжения и отпадъци от ликвидирането на уранодобивните обекти, като:

- Отработените радиоактивни източници – еталонни и за технологичен контрол, се управляват като тези от останалите ядрени приложения.
- Другите радиоактивно замърсени отпадъчни материали 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.

### **3. Критерии за определяне и категоризиране на радиоактивните отпадъци**

По смисъла на Закона за безопасно използване на ядрената енергия:

“Радиоактивен отпадък е радиоактивно вещество в газообразна, течна или твърда форма, чието по-нататъшно използване не се предвижда от лицензианта или титуляра на

разрешение и което се контролира от Агенцията за ядрено регулиране като радиоактивен отпадък съгласно този закон, включително радиоактивен източник, чийто срок за безопасна експлоатация е изтекъл съгласно производствената документация”.

Отпадъците, които съдържат радиоактивни вещества и се контролират като РАО, са определени в Наредба № 7 на КИАЕМЦ за събиране, съхраняване, преработване, складиране, превозване и погребване на РАО на територията на Република България по критерий “радиологични характеристики” на видовете отпадъци. От обхвата на наредбата са изключени отпадъците от преработването на отработено гориво. Видовете отпадъци са определени по критерий “физическо състояние”, като течни и твърди, и по критерий “произход”, като РАО от атомни електроцентрали и от ядрени приложения (от организации без АЕЦ).

Категориите РАО са определени в Наредба № 7 на КИАЕМЦ по критерий “радиологични характеристики” на видовете отпадъци:

• Течните РАО се разделят на три категории в зависимост от специфичната си активност, както следва:

Категория	Специфична активност, [Bq/l]
Нискоактивни	до $3,7 \cdot 10^5$
Средноактивни	$3,7 \cdot 10^5$ до $3,7 \cdot 10^{10}$
Високоактивни	над $3,7 \cdot 10^{10}$

• Твърдите РАО се разделят на три категории в зависимост от специфичната активност на алфа- и бета- излъчващите радионуклиди и от мощността на еквивалентната доза гама-лъчение на 0.1m от повърхността им, както следва:

Категория	Мощност на еквивалентната доза гама-лъчение на 0.1m от повърхността, [mSv/h]	Специфична активност на бета-излъчващите радионуклиди, [Bq/kg]	Специфична активност на алфа-излъчващите радионуклиди, [Bq/kg]
I	$1 \cdot 10^{-3} - 3 \cdot 10^{-1}$	$7 \cdot 10^4 - 3,7 \cdot 10^6$	$7 \cdot 10^3 - 3,7 \cdot 10^5$
II	$3 \cdot 10^{-1} - 10$	$3,7 \cdot 10^6 - 3,7 \cdot 10^9$	$3,7 \cdot 10^5 - 3,7 \cdot 10^8$
III	над 10	над $3,7 \cdot 10^9$	над $3,7 \cdot 10^8$

## Раздел С. Област на прилагане

### Член 3. Област на прилагане

“Член 3. Област на прилагане

1. Тази конвенция се прилага към безопасността при управление на отработено гориво, генерирано в резултат от експлоатацията на граждански ядрени реактори. Конвенцията не се прилага към отработено гориво, което се намира в съоръженията за допълнително обработване в рамките на дейностите по неговото допълнително обработване, освен ако договарящата се страна декларира процеса на допълнително обработване като част от управлението на отработеното гориво.

2. Тази конвенция също така се прилага към безопасността при управление на радиоактивни отпадъци, генерирани в резултат на граждански дейности. Тя не се прилага обаче към радиоактивни отпадъци, съдържащи само природни радиоактивни вещества и които не са генерирани в ядреногоривния цикъл, освен в случаите, когато се

касае до изведени от употреба закрити източници или когато за целите на тази конвенция са обявени за радиоактивни отпадъци от договарящата се страна.

3. Тази конвенция не се прилага към безопасността при управление на отработено гориво или радиоактивни отпадъци в рамките на военни или отбранителни програми, освен когато за целите на тази конвенция са обявени за отработено гориво или радиоактивни отпадъци от договарящата се страна. Тази конвенция се прилага обаче към безопасността при управление на отработено гориво и радиоактивни отпадъци от военни или отбранителни програми, ако и когато тези материали са прехвърлени окончателно към граждански програми и управлявани изключително в рамките на тези програми.

4. Тази конвенция се прилага също и към изхвърляния, както това е посочено в чл. 4, 7, 11, 14, 24 и 26.”

Отработено гориво в страната се генерира само в резултат на експлоатация на граждански ядрени реактори. В Република България няма съоръжения за преработване на отработено гориво.

Република България не определя радиоактивните отпадъци, генерирани в резултат на технологично увеличение на концентрацията на съдържащи се в природата радиоактивни вещества, като РАО за целите на Единната конвенция.

Радиоактивните отпадъци, съдържащи само естествени радиоактивни вещества, с изключение на закритите радиоактивни източници, не се декларират като РАО за целите на Единната конвенция.

Съгласно Закона за безопасно използване на ядрената енергия, ядрената енергия в Република България се използва само за мирни цели в съответствие със закона и с ратифицираните по конституционен ред, обнародвани и влезли в сила за страната международни договори. 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.

## **Раздел D. Отчети (инвентарни количества) и списъци**

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

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

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

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

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

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

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

б) са били погребани; или

в) са били получени в резултат от предишни практики.

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



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

Списък на съоръженията за управление на ОГ, предмет на Единната конвенция, с информация относно тяхното местоположение, предназначение и основни характеристики, е представен в Приложение L-1.

Отчет за отработеното гориво, съхранявано в съоръженията за управление на ОГ е представен в Приложение L-2.

Списък на съоръженията за управление на РАО, предмет на Единната конвенция, с информация относно тяхното местоположение, предназначение и основни характеристики, е представен в Приложение L-3.

Отчет за РАО, съхранявани и погребани в съоръженията за управление на РАО е представен в Приложение L-4.

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

### **Член 18. Мерки за изпълнение**

*“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**

*“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.”*

В Република България първият закон, уреждащ обществените отношения в областта на използване на ядрената енергия и йонизиращите лъчения, е Закона за използване на атомната енергия за мирни цели (ЗИАЕМЦ) от 1985 г., с изм. и доп. от 1995 г. На негова основа са издадени редица наредби от КИАЕМЦ. Преди 1985 г. въпросите в тази област са били уреждани с актове на Държавния съвет, на Министерския съвет и на министъра на здравеопазването. През 2002 г. е издаден напълно нов закон – Закон за безопасно използване на ядрената енергия (ЗБИЯЕ). За прилагане на закона се предвижда в двугодишен срок издаването на 21 наредби, които ще бъдат приемани от

Министерския съвет. До тяхното приемане се запазва действието на издадените наредби за прилагане на ЗИАЕМЦ.

Други закони, които уреждат обществените взаимоотношения в тази област са Законът за опазване на околната среда и Законът за народното здраве. Списък и кратко описание на съществуващите нормативни актове, приложими към управлението на радиоактивните отпадъци и отработеното гориво е даден в Приложение L-5.

Системата на лицензиране е регламентирана с глава трета на ЗБИЯЕ. Съгласно чл. 14 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 в случаите, определени в ЗБИЯЕ. Лицензиите и разрешенията се издават, изменят, подновяват, прекратяват и отнемат от председателя на агенцията при условията на равнопоставеност и прозрачност.

Съгласно чл. 75 от ЗБИЯЕ управлението на отработеното гориво се осъществява от лице, получило лицензия за експлоатация на ядрено съоръжение. За съоръжение за управление на радиоактивни отпадъци и съоръжение за управление на отработено гориво е приложим разрешителният режим, установен за ядрените съоръжения.

Председателят на агенцията издава разрешения:

1. за определяне местоположението на ядрено съоръжение (избор на площадка);
2. за проектиране на ядрено съоръжение;
3. за строителство на ядрено съоръжение;
4. за въвеждане в експлоатация на ядрено съоръжение.

Посочените разрешения се издават преди издаването на лицензия за експлоатация на ядреното съоръжение на юридическо лице, регистрирано в Република България:

1. на което е издадено разрешение за изграждане на нова производствена мощност за производство на електрическа и/или топлинна енергия по реда на Закона за енергетиката и енергийната ефективност, ако ядреното съоръжение е ядрена централа;
2. което е инвеститор при изграждането на друго ядрено съоръжение.

Лицензия за експлоатация на ядреното съоръжение се издава след изпълнение на условията на разрешението за въвеждане на ядреното съоръжение в експлоатация. Лицензията за експлоатация на ядрено съоръжение се издава за срок до 10 години. Лицензията за експлоатация на ядрено съоръжение включва правото на лицето да използва ядрено съоръжение, което от техническа и технологична гледна точка съответства на нормите за ядрена безопасност и радиационна защита, и да извършва всички дейности, включително извеждането от експлоатация и временното съхраняване на отработеното ядрено гориво и радиоактивните отпадъци, за постигане на целта, за която е предназначено съоръжението, при осигуряване на ядрената безопасност и радиационната защита.

На лицензианта се издават разрешения за:

1. извършване на промени, водещи до изменение на:
  - а) конструкции, системи и оборудване, свързани с ядрената безопасност и радиационната защита;
  - б) условия и предели за безопасна експлоатация, на основата на които е издадена лицензията за експлоатация;
  - в) вътрешните правила за осъществяване дейността на лицензианта, включващи инструкции, програми, технологични регламенти и други, приложени към лицензията за експлоатация;
2. извеждане от експлоатация на ядрено съоръжение;
3. внос и износ на ядрен материал;
4. превоз на ядрен материал.

Сделки с ядрени съоръжения и с ядрени материали могат да се извършват след получаване на разрешение от председателя на агенцията, при условие че не се нарушават

изискванията, правилата и нормите на ядрената безопасност и радиационната защита. Председателят на агенцията издава разрешение за сделка на разпореждане с ядрено съоръжение само при условие, че приобретателят по сделката притежава лицензия за съответната дейност по този закон или отговаря на условията за издаване на такава лицензия.

Законът за безопасно използване на ядрената енергия възлага на председателя на Агенцията за ядрено регулиране да осъществява контрол на ядрената безопасност и радиационната защита при използване на ядрената енергия и йонизиращите лъчения и при управлението на радиоактивните отпадъци и отработеното гориво.

Този контрол бива:

1. превантивен контрол, чрез издаване на лицензии и разрешения за дейности и удостоверения за правоспособност ;
2. текущ контрол по изпълнението на условията на издадените лицензии и разрешения за дейности и удостоверения за правоспособност ;
3. последващ контрол върху изпълнението на препоръките или предписанията , дадени от контролните органи.

В изпълнение на контролните си правомощия председателят на агенцията :

1. извършва периодични и извънредни проверки (инспекции) чрез упълномощените длъжностни лица;
2. уведомява другите органи на специализирания контрол с оглед предприемането на мерки от кръга на тяхната компетентност;
3. сигнализира органите на прокуратурата при наличие на данни за извършено престъпление;
4. изменя или отнема издаденото разрешение или лицензия или удостоверение за правоспособност;
5. налага принудителни административни мерки и административни наказания, предвидени с този закон.

Председателят на агенцията има право да изисква от лицата информация за дейността им, необходимите документи във връзка с осъществяването на контрола и ако се налага - да изисква съдействие от специализираните органи за контрол.

Председателят на агенцията упълномощава определени длъжностни лица от администрацията на агенцията (инспектори) да осъществяват контрол по този закон в съответствие със своите правомощия.

Инспекторите имат право:

1. на свободен достъп до контролираните от тях лица и обекти по всяко време за проверки за състоянието на ядрената безопасност, радиационната защита и техническото състояние на ядрените съоръжения и на източниците на йонизиращите лъчения;
2. да изискват необходимите данни, сведения, обяснения, оперативна и друга информация, включително измервания и изпитвания за изясняване на техническото състояние и условията за експлоатация на обекта, включително за правоспособността на персонала, от съответните длъжностни лица, както и всяка друга информация, свързана с осигуряване на ядрената безопасност и радиационната защита;
3. да съставят актове за административни нарушения по този закон;
4. да правят предложения за изменение , спиране , прекратяване и отнемане на разрешения, лицензии или удостоверения за правоспособност;
5. да дават задължителни писмени предписания за осигуряване на ядрената безопасност и радиационната защита.

Предписанията на инспекторите, дадени в изпълнение на правомощията им по този закон, са задължителни.

За резултатите от проверките инспекторите съставят констативен протокол, към който прилагат събраните доказателства, обяснения и резултатите от извършените наблюдения, измерване и/или изпитване.

С Инструкцията за инспекционната дейност са определени единна процедура за извършване на инспекционни дейности от инспекторите по контрола, процедури за разработване и оценяване на годишния план за контролната дейност на АЯР, за разработване на документацията от инспекционните дейности и за анализи на инспекционната дейност.

Съгласно Раздел II от цитираната инструкция, АЯР разработва годишен план за контролната дейност, като отчита предложенията на специализираните контролни органи. След одобряването му от Председателя на АЯР той става документ със задължителен характер. В Инструкцията за инспекционната дейност детайлно са описани реда, сроковете, задълженията на звената на АЯР по изготвяне на плана за контролната дейност, както и областите, в които се извършват инспекции на ядрени съоръжения (в т.ч. съоръжения за управление на ОГ и РАО) и на обектите с други източници на йонизиращи лъчения.

Инструкцията установява следните видове инспекции :

- рутинни инспекции ;
- тематични инспекции ;
- общи инспекции ;
- извънредни инспекции .

Инструкцията за инспекционната дейност предвижда отчитане на резултатите и извършване на анализи на инспекционната дейност . Целта е организационно подобряване на контролната дейност и повишаване на нивото на ядрената безопасност и радиационната защита в контролираните обекти.

Съгласно наложилата се практика, когато предмета и обхвата на инспекциите налагат, в тях участват и представители на специализираните контролни органи.

Специализираните контролни органи провеждат и самостоятелно инспекции на ядрените съоръжения.

Резултатите от инспекциите и контрола на АЯР и специализираните контролни органи се отчитат с годишен доклад на АЯР, който се представя на Министерския съвет, централните ведомства, неправителствените организации и обществеността.

Изпълнението на действащите нормативни актове по ядрена безопасност и радиационна защита и условията на издадените от председателя на АЯР разрешения се гарантира със санкции (имуществени санкции и глоби) и принудителни административни мерки, налагани от председателя на АЯР.

За извършени нарушения на нормативни актове се издават актове за установяване на нарушенията и наказателни постановления, които са индивидуални административни актове по смисъла на Закона за административното производство (ЗАП). Актовете за установяване на извършени нарушения се съставят от инспекторите по контрола по реда на Закона за административните нарушения и наказания (ЗАНН).

Наказателните постановления се издават от председателя АЯР или от оправомощено от него длъжностно лице. С наказателните постановления се налагат предвидените в ЗБИЯЕ административни наказания - глоби и имуществени санкции. В глава единадесета на ЗБИЯЕ са определени различни по размер глоби в зависимост от вида на нарушението и нарушителя.

Установяването на нарушенията, издаването, обжалването и изпълнението на наказателните постановления се извършва по реда, определен със ЗАНН.

За предотвратяване и преустановяване на административните нарушения, както и за предотвратяване и отстраняване на последиците от тях, председателят на агенцията налага принудителни административни мерки. Принудителните административни мерки се

налагат за нарушения на изискванията за ядрена безопасност и радиационна защита физическа защита и аварийна готовност, при които възниква или има непосредствена опасност от възникване на авария.

Принудителните административни мерки, които могат да се налагат в тези случаи, са:

1. спиране или ограничаване на дейността, за която е издадено разрешение или лицензия;
2. временно отнемане на удостоверение за правоспособност;
3. разпореждане за извършване на:
  - а) експертизи, проверки, изпитвания на инсталация, съоръжение, продукти, техни части, системи или компоненти;
  - б) изменение на установени граници и условия за експлоатация;
  - в) изменения на проекти и конструкции, които имат значение за ядрената безопасност, радиационната защита, физическата защита и аварийната готовност;
  - г) допълнение или изменение на учебните програми и курсове и провеждане на допълнително обучение, включително проверка на знанията и уменията.

Принудителните административни мерки се налагат със заповед на председателя на агенцията въз основа на констативен протокол на инспекторите на АЯР.

Със заповедта за налагане на принудителните мерки се определя подходящ срок за тяхното изпълнение. Заповедта за налагане на принудителните административни мерки може да се обжалва пред Върховния административен съд по реда на Закона за Върховния административен съд. Жалбата не спира изпълнението, освен ако съдът постанови друго.

Нарушаването на условията на разрешението или лицензията е административно нарушение за което на лицето, извършило нарушението, се налага глоба или имуществена санкция в размер, определен от ЗБИЯЕ. Неизпълнението или нарушаването на условията на разрешение или лицензия по ЗБИЯЕ може да бъде и достатъчно основание за отнемане на издадената лицензия или разрешение. Отнемането на разрешението или лицензията се осъществява с решение на председателя на АЯР, с което определя и срока, в който лицето не може да кандидатства за издаване на ново разрешение или лицензия за същата дейност.

Законът за безопасно използване на ядрената енергия задължава лицата, в резултат на чиято дейност се генерират РАО, да поемат разходите, свързани с управлението на радиоактивните отпадъци, от тяхното образуване до погребването им, включително мониторинга на хранилищата след затварянето им и необходимите изследвания и подобрения чрез извършване на необходимите разходи за безопасно съхраняване на радиоактивните отпадъци, които получават от своята дейност, от тяхното образуване до предаването им на лице, което е получила лицензия за експлоатация на съоръжение за управление на РАО, и чрез вноски във фонд "Радиоактивни отпадъци".

В глава четвърта на ЗБИЯЕ са дефинирани основните участници в процеса на управление на РАО и ОГ на национално ниво и са регламентирани отношенията между тях:

- Министерският съвет приема стратегия за управление на отработеното гориво и на радиоактивните отпадъци по предложение на министъра на енергетиката и енергийните ресурси.
- Министерският съвет взема решения за изграждане на национално хранилище за съхраняване и/или погребване на радиоактивните отпадъци.
- Управлението на отработеното гориво се осъществява от лице, получило лицензия за експлоатация на ядрено съоръжение.
- Министерският съвет може да обяви отработеното гориво за радиоактивен отпадък.
- Управлението на радиоактивните отпадъци извън обектите, в които се генерират, се осъществява от Държавно предприятие "Радиоактивни отпадъци".

- Лицата, в резултат на чиято дейност се генерират радиоактивни отпадъци, са длъжни да ги предават на Държавно предприятие "Радиоактивни отпадъци" в сроковете, определени със съответната наредба. Те носят отговорност за безопасното управление на радиоактивните отпадъци от тяхното образуване до предаването им на предприятието.

- Радиоактивните отпадъци стават държавна собственост в момента на предаването им на Държавно предприятие "Радиоактивни отпадъци".

С раздел II на глава четвърта на ЗБИЯЕ се създава Държавно предприятие "Радиоактивни отпадъци" и се определят предметът му на действие, органите на управление на предприятието и др. Този раздел ще влезе в сила през 2004 г.

В процес на разработване са произтичащите от ЗБИЯЕ нормативни актове, определящи изискванията, нормите и правилата за ядрена безопасност и радиационна защита при изпълнение на дейностите по управление на ОГ и РАО, включително при избор на площадка, проектиране, строителство, въвеждане в експлоатация, експлоатация и извеждане от експлоатация на съоръжения за управление на ОГ и РАО.

В заключение, Република България изпълнява и е планирала законодателна и регулираща основа, в съответствие с изискванията на чл. 19 от Единната конвенция.

## **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."*

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 Агенцията за ядрено регулиране (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. При осъществяване на своите правомощия председателят се подпомага от двама заместник-председатели, които се определят с решение на Министерския съвет по предложение на председателя на агенцията и се назначават от министър-председателя.

В глава втора, раздел I, ЗБИЯЕ регламентира правомощията на председателя на АЯР, условията за назначаване и освобождаване на председателя, статута на АЯР и създава консултативни съвети към председателя. По смисъла на ЗБИЯЕ Председателят на АЯР осъществява международното сътрудничество на Република България в областта на безопасността при използването на ядрената енергия, йонизиращите лъчения и при управлението на радиоактивните отпадъци.

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 своята дейност председателят на агенцията се подпомага от администрация, организирана в Агенция за ядрено регулиране, която е юридическо лице на бюджетна издръжка със седалище София. Структурата, дейността и организацията на работа на агенцията и нейната численост се определят в устройствен правилник, приет от Министерския съвет по предложение на председателя на агенцията. Постановлението, с което се приема Устройствения правилник на АЯР, урежда правоприемството между Комитета за използване на атомната енергия за мирни цели и АЯР, като резултат от влезият в сила от м. юли 2002 г. ЗБИЯЕ. Устройственият правилник на АЯР, в сила от 10 септември 2002 г., регламентира общата щатна численост на персонала, определя председателя на АЯР за първостепенен разпоредител с бюджетни средства и функциите на административните звена на агенцията.

Със ЗБИЯЕ към председателя на АЯР се създават:

1. Консултативен съвет по въпросите на ядрената безопасност;
2. Консултативен съвет по въпросите на радиационната защита.

Председателят на АЯР определя със заповед състава на консултативните съвети. В консултативните съвети се включват изтъкнати учени и специалисти в областта на ядрената енергия и йонизиращите лъчения, управлението на радиоактивни отпадъци и отработено гориво. Консултативните съвети приемат правила за своята работа и заседанията им се ръководят от председателя на агенцията или от упълномощено от него лице. Консултативните съвети подпомагат дейността на председателя, като дават становища по научните аспекти на ядрената безопасност и радиационната защита.

Организационно-управленската структура на АЯР е показана в Приложение L-9. Структурата е съобразена със Закона за администрацията, който определя единни изисквания по отношение устройството на администрациите, подпомагащи органите на власт. Администрацията на АЯР е организирана в една главна дирекция и четири дирекции, разпределени в обща и специализирана администрация. Административното ръководство на администрацията се осъществява от главен секретар.

Дейността на АЯР се финансира от държавния бюджет и от приходите от таксите, събирани по ЗБИЯЕ. Средствата по бюджета на агенцията се разходват приоритетно за:

1. финансиране извършването на проучвания, анализи и експертизи, свързани с оценка на ядрената безопасност и радиационната защита и с дейността по регулиране на ядрената безопасност и радиационната защита по ЗБИЯЕ;
2. капиталови разходи за развитие на материалната база;
3. повишаване квалификацията на служителите в администрацията;
4. допълнително материално стимулиране на служителите в администрацията.

По-голямата част от служителите са назначени по Закона за държавния служител, което е основание за адекватни възнаграждения, съобразно длъжността и ранга. Допълнителното материално стимулиране на персонала в администрацията също е нормативно установено.

Общата численост на персонала в организационните структури и административните звена е 102 щатни бройки. В щатното разписание на АЯР са предвидени 29 инспектора по безопасност на ядрени съоръжения, от които 9 са инспектори по безопасност при управление на ядрено гориво, радиоактивни отпадъци и физическа защита, 19 са инспекторите, осъществяващи контрол по отношение оценката на представената от заявителя, съответно от титуляра на лицензия или разрешение, документация за издаване на разрешения и лицензии за извършване на дейности с ядрени съоръжения, а 18 осъществяват контрол по отношение на дейностите с източници на йонизиращи лъчения и получените радиоактивни отпадъци, като 6 от тях са специалистите по аварийно планиране. Шест от инспекторите работят постоянно на площадката на АЕЦ "Козлодуй". 95% от инспекторите имат висше образование и повече от 60% от тях имат над 15-годишен опит в атомната енергетика.

С постановление от м. март 2000 г. Министерският съвет дава на администрацията на АЯР категория А2, с което я приравнява на министерство. Това е една от административните мерки за увеличаване заплащането и мотивацията на персонала и за подпомагане привличането и задържането на компетентни и опитни специалисти.

Приетият и влязъл в сила ЗБИЯЕ гарантира ефективна независимост на регулиращите функции от функциите по управление на радиоактивните отпадъци и като установява, че министърът на енергетиката и енергийните ресурси провежда държавната политика в областта на управлението на радиоактивните отпадъци и осъществява правомощията, свързани с дейността на Държавно предприятие “Радиоактивни отпадъци”. Министърът на енергетиката и енергийните ресурси е един от органите на управление на държавното предприятие. Стратегията за управление на отработено гориво и радиоактивни отпадъци се приема от Министерския съвет по предложение на министъра на енергетиката и енергийните ресурси. На министъра на енергетиката и енергийните ресурси е възложено още да предлага на Министерския съвет изграждането на атомни електроцентрали, да председателства управителните съвети на фондовете “Радиоактивни отпадъци” и “Извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения”, да провежда контрол за техническото състояние и експлоатацията на енергийните обекти.

Като органи на държавна власт, председателят на АЯР и министърът на енергетиката и енергийните ресурси координират дейността си с цел адекватно осъществяване на единната държавна политика по управлението на отработено гориво и радиоактивни отпадъци и повишаване на безопасността на съоръженията.

В заключение, в Република България е създаден регулиращ орган в съответствие с изискванията на чл. 20 от Единната конвенция.

## **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.”*

Съгласно чл. 14 от ЗБИЯЕ 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 в случаите, определени в закона.

Съгласно чл. 16 от ЗБИЯЕ за лицата, които осъществяват дейности по управлението на радиоактивните отпадъци и отработеното гориво, са определени следните задължения:

- да спазват изискванията, нормите и правилата за ядрена безопасност и радиационна защита при осъществяване на дейността;
- да извършват мониторинг на радиационните характеристики на работната и околната среда;
- да извършват оценка на ядрената безопасност и радиационната защита на ядрените съоръжения и да предприемат действия и мерки за повишаването им при отчитане на собствения и международния експлоатационен опит и научните достижения в тази област;



- да наемат на работа само лица, които отговарят на установените нормативни изисквания за образование, правоспособност за работа в ядрени съоръжения;
- да наемат на работа само лица, които отговарят на специфични и нормативно установени здравни изисквания;
- да осигуряват обективна информация на населението и на държавните органи и обществените организации относно състоянието на ядрената безопасност и радиационната защита;
- да осигуряват всички мерки и действия, свързани с безопасното съхраняване на ядрените материали, радиоактивните вещества, отработеното гориво, както и на радиоактивните отпадъци, получени в резултат на своята дейност, до предаването им за управление на лице, получило лицензия за експлоатация на съоръжение за управление на радиоактивни отпадъци;
- да предприемат мерки за предотвратяване на инциденти и аварии и за ограничаване на последиците от тях;
- да осигуряват достатъчно финансови ресурси за безопасното прекратяване на дейността си;
- да създават такива условия, че при осъществяването на дейността генерирането на радиоактивни отпадъци да бъде на най-ниското достижимо ниво по отношение на обем и радиоактивност;
- да измерват, отчитат и контролират параметри, характеризиращи ядрения материал и радиоактивните вещества, и да поддържат системи за тяхното отчитане и контрол;
- да осигуряват физическата защита на ядрените съоръжения, ядрените материали и радиоактивните вещества, съгласувано с компетентните органи на МВР, когато това е предвидено в закона;
- да осигуряват обучение на персонала, както и усъвършенстване и контрол на квалификацията му;
- да поддържат високо ниво на качеството на дейностите, които извършват;
- да прилагат системи и оборудване, технологии и процедури, съответстващи на достиженията на науката и техниката и на международно признатия експлоатационен опит;
- да поддържат система за контрол на изхвърлянията на радиоактивни вещества и на радиационната обстановка на площадката, в радиационно-защитната зона и в наблюдаваната зона;
- да поддържат застраховка или друга финансова гаранция за обещетяване на ядрена вреда за целия период на експлоатация на ядрена инсталация по смисъла на Виенската конвенция за гражданска отговорност за ядрена вреда в размер на 96 млн. лв.

Наред със задълженията, установени със закона, лицензиантът, съответно титулярът на разрешение носят и конкретни задължения, определени като условия на издадената лицензия/разрешение за осъществяване на дейността. За контрол на изпълнението на задълженията на лицензианта/титуляра на разрешение се провеждат проверки от инспекторите на АЯР и в необходимите случаи се налагат принудителни мерки. Инспекционната практика и редът за прилагане на принудителните мерки са описани в текстовете по чл. 19 на този доклад.

В съответствие с чл. 21, т. 2 от Единната конвенция, Република България е предприела законодателни мерки за поемане на отговорност от държавата в случаите, когато не може да се установи наличието на отговорно лице за управлението на отработено гориво или радиоактивни отпадъци. Съгласно чл. 73 от ЗБИЯЕ, радиоактивни отпадъци и отработено гориво, чиито собственик не е известен, са държавна собственост. Държавата носи отговорност за тяхното безопасно управление. Председателят на

Агенцията за ядрено регулиране определя със заповед лицето, на което същите се предоставят и условията за това.

В заключение, Република България е приела съответните мерки, с цел да гарантира, че всеки лицензиант/титуляр на разрешение носи своята отговорност, в съответствие с изискванията на чл. 21 от Единната конвенция.

## **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.”*

Член 35 на ЗБИЯЕ определя като условие за издаване на лицензия за експлоатация заявителя да притежава 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. В лицензията за експлоатация на съоръженията за управление на ОГ и РАО се определят като условие изискванията към лицата, извършващи съответната дейност.

В съответствие с изискванията на чл. 64 на ЗБИЯЕ дейностите, които влияят върху безопасността на ядрени съоръжения, се извършват само от професионално квалифициран персонал, притежаващ удостоверение за правоспособност. Удостоверението за правоспособност се издава от председателя на АЯР въз основа на успешно положен изпит пред квалификационна изпитна комисия, назначена от председателя на АЯР съгласувано с министъра на здравеопазването. Съгласно чл. 98 от ЗБИЯЕ председателят на АЯР упражнява превантивен контрол преди издаване на удостоверението за правоспособност и текущ контрол по изпълнението на условията на издадените удостоверения.

Критериите и изискванията за обучението, квалификацията и правоспособността на кадрите, работещи в областта на атомната енергия са определени в Наредба № 6 от 1989 г. на КИАЕМЦ.

Член 35 на ЗБИЯЕ определя като условие за издаване на лицензия за експлоатация заявителя да притежава 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. Тези ресурси трябва да бъдат достатъчни лицензиантът на основата на оценка на ядрената безопасност и радиационната защита да предприема действия и мерки за повишаването им при отчитане на собствения и международния експлоатационен опит и научните достижения. За да удостовери че съответства на тези изисквания на закона, заявителят е длъжен да предостави необходимата информация. Лицензиантът е задължен с условията на лицензията да поддържа достатъчно финансови и материални ресурси и при поискване от председателя на АЯР да предостави информация за това.

Информация за човешките и финансови ресурси на операторите на съоръжения за управление на ОГ и РАО е представена в Приложение L-10.

Със Закона за използване на атомната енергия за мирни цели са създадени фонд “Безопасно съхраняване на радиоактивни отпадъци” и фонд “Извеждане на ядрени съоръжения от експлоатация” и са задължени юридическите и физическите лица, които използват ядрени съоръжения, и които в резултат на тяхната дейност, получават радиоактивни отпадъци, да правят вноски в тези фондове. Размерът на вноските, редът на набиране, разходване и контрол на средствата по фондовете и тяхното управление са определени с наредби на Министерския съвет от м. февруари 1999 г. От 01.01.2003 г. със Закона за безопасно използване на ядрената енергия се създават фонд “Извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения” и фонд “Радиоактивни отпадъци”, които са правоприемници, съответно на фонд “Извеждане на ядрени съоръжения от експлоатация” и фонд “Безопасно съхраняване на радиоактивни отпадъци”.

Финансирането за изпълнението на подходящ ведомствен контрол и провеждане на мониторинг за съответния период от време след затваряне на съоръжение за погребване на радиоактивни отпадъци ще бъде осигурено от фонд “Радиоактивни отпадъци”.

Предстои актуализация на наредбите за определяне размера на вноските, реда на набиране, разходване и контрол на средствата по фонд “Извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения” и фонд “Радиоактивни отпадъци” с цел да се гарантира, че:

- по време на експлоатацията на блоковете на АЕЦ във фондовете ще бъдат събрани достатъчно средства за извеждането им от експлоатация и за дълговременното управление на РАО (включително погребването им) получени при извеждането от експлоатация;
- се осигуряват достатъчно средства от вноските от организации, които в резултат на своята дейност генерират РАО, за дълговременното им управление (включително погребването им);
- фондовете са самостоятелни, наличните средства се управляват прозрачно и по начин, осигуряващ доходността им, съобразно действащите законови разпоредби;
- съществува контрол върху разходите, те се правят само за оправдани цели и са съобразени с направените вноски във фондовете.

В заключение, Република България е приела съответните мерки, с цел да гарантира, че всеки лицензиант/титуляр на разрешение притежава необходимите човешки и финансови ресурси, в съответствие с изискванията на чл. 22 от Единната конвенция.

### **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.”*

С чл. 16 на ЗБИЯЕ лицата, които извършват дейности по управлението на радиоактивните отпадъци и отработеното гориво, се задължават да поддържат високо ниво на качеството на дейностите, които извършват. Съгласно чл. 7а на Наредба No. 5 всяко писмено искане за издаване на разрешение се придружава, освен с другите необходими документи, и с програма за осигуряване на качеството, включително верифицирани компютърни програми и софтуерни продукти за съответния вид дейност. Съгласно тази Наредба осигуряване на качеството означава планирани и систематично извършвани действия, целящи извършваната дейност да се извършва по установения

начин, а резултатите от нея да удовлетворяват всички изисквания, включително и на нормите и правилата за ядрена безопасност и радиационна защита.

Организацията, експлоатираща съоръжение за съхраняване на ОГ, разработва и прилага програма за осигуряване на качеството при експлоатация на съоръженията, съгласно изискванията на Наредба No. 11 на КИАЕМЦ.

Прилагането на програмата за осигуряване на качеството се контролира от АЯР при провеждане на инспекции.

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

От 1993 г. в АЕЦ “Козлодуй” се провежда политика за изграждане на единна, интегрирана система за осигуряване на качеството, която да обедини съществуващите системи в структурните подразделения.

От 2000 г. “АЕЦ Козлодуй” ЕАД разработва и внедрява Система за управление на качеството в съответствие с EN ISO 9000:2000, вземайки под внимание препоръките, съдържащи се в документите на МААЕ 50-C/SG-Q, отнасящи се до осигуряване на качеството в АЕЦ.

Документите, с които се осигурява качеството на дейностите по управление на ОГ и РАО, са:

1. Наръчник за управление на качеството в “АЕЦ Козлодуй” ЕАД.
2. Програма за осигуряване на качеството при експлоатация на блокове 1-4 на “АЕЦ Козлодуй” ЕАД.
3. Програма за осигуряване на качеството за безопасна експлоатация на блокове 5 и 6 на “АЕЦ Козлодуй” ЕАД.
4. Програма за осигуряване на качеството при въвеждане в експлоатация на Комплекс за преработване и съхраняване на РАО.
5. Програма за осигуряване на качеството при експлоатация на Комплекс за преработване и съхраняване на РАО.
6. Програма за осигуряване на качеството при приемане и съхраняване на ОЯГ от блокове 1-6 в ХОГ.

#### **Осигуряване на качеството в Ядрена научно експериментална база на Института за ядрени изследвания и ядрена енергетика при БАН**

През 2000 г. в ИЯИЯЕ е разработена и въведена система за управление на качеството по стандарт БДС EN ISO 9001:1994 г., одитирана и утвърдена от фирма-консултант през януари месец 2002 г. До м. януари 2003 г. са проведени два вътрешни одита с цел поддържане и усъвършенстване на системата, а през месец февруари 2003 г. е проведен предварителен външен одит с цел проверка работоспособността на системата и определяне на необходимите корективни мерки за преминаване към стандарт EN ISO 9000: 2000.

Всички тези мерки касаят и дейностите в ЯНЕБ, включително и управлението на отработеното ядрено гориво.

Изпълняваните понастоящем дейности са в съответствие с програмата за осигуряване на ядрената и радиационната безопасност при спрян от експлоатация ядрен реактор ИРТ-2000.

#### **Осигуряване на качеството в ПХРАО - Нови хан**

От м. ноември 2001 г. е в процес на изграждане Интегрирана система за управление на качеството и околната среда, съгласно стандартите EN ISO 9000:2000 и БДС EN ISO 14001:1996, и препоръките, съдържащи се в документите на МААЕ 50-C/SG-Q.

Разработени са основните документи по осигуряване на качеството при управление на РАО:

1. Наръчник за управление на качеството
2. Програма за осигуряване на качеството при транспорт на РАО
3. Програма за осигуряване на качеството при съхраняване на РАО
4. Програма за осигуряване на качеството при радиационна защита на ПХРАО.
5. Програма за осигуряване на качеството при мониторинг на ПХРАО

В заключение, Република България изпълнява и е планирала необходимите мерки за създаването и внедряването на съответните програми за осигуряване на качеството, в съответствие с изискванията на чл. 23 от Единната конвенция.

#### **Член 24. Радиационна защита по време на експлоатация**

*“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 постижимо, отчитайки икономическите и социалните фактори;*

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

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

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

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

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

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

Член 3 на ЗБИЯЕ изисква облъчването с йонизиращи лъчения на персонала и населението да се поддържа на възможно най-ниско разумно постижимо ниво.

Наредбата за основни норми по радиационна защита (ОНРЗ-2000) се основава на международните стандарти за безопасност /BSS /, серия № 115, издание на МААЕ от 1996 г. и Директива 96/29 на Европейския съюз от 13.05.1996 г.

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

- границите на ефективните дози за професионално облъчване са- 100 mSv за период от 5 последователни години или 50 mSv за една отделна година при спазване на изискването за дозата за пет последователни години;

- границите на годишните еквивалентни дози при спазване границите на ефективните дози, са-150 mSv за очната леща, 500 mSv за кожата (тази граница се отнася за средната доза, получена от всяка повърхност с площ 1cm<sup>2</sup>, независимо от площта на облъчената повърхност), 500 mSv за ръцете до лактите, стъпалата и за глезените.
- допълнително се въвеждат изисквания при облъчването на работещи жени по време на бременност или кърмене, зародишът или плодът да бъде така защитен, както лице от населението и да не съществува вероятност от радиоактивно замърсяване на майката.

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

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

Съгласно чл. 16 на ЗБИЯЕ лицата, които извършват дейности по управлението на ОГ и РАО са длъжни да спазват изискванията, нормите и правилата за радиационна защита. Чл. 122 на ЗБИЯЕ установява задълженията на лицензиантите и титулярите на разрешения в случай на авария:

- да предприемат действия за ограничаване и ликвидиране на последиците от аварията;
- да контролират и регулират облъчването на лицата, участващи в ограничаването и ликвидирането на аварията;
- да осигуряват непрекъснат мониторинг на изхвърлянето на радиоактивни вещества в околната среда.

Лицензия за експлоатация на съоръжение за управление на РАО и ОГ се издава на юридическо лице, което:

- притежава необходимите технически средства и е създадо необходимата организация, така че дозите на облъчване на персонала и населението се поддържат на възможно най-ниско разумно постижимо ниво;
- има утвърдени аварийни планове за действие в случай на авария;
- осигурило е съответствие на съоръжението и заявената дейност с изискванията, нормите и правилата за ядрена безопасност и радиационна защита.

Технологическите регламенти (техническите спецификации), съдържащи пределите и условията за експлоатация, включват и лимити на изхвърляния на радиоактивни вещества в околната среда при нормална експлоатация. Лимитите за облъчване на населението в резултат на изхвърляния на радиоактивни вещества в околната среда при аварии се съдържат в Наредбата за планиране и готовност за действие при радиационна авария.

Агенцията за ядрено регулиране упражнява регулиращ контрол за осигуряване изпълнението на изискванията по радиационна защита при експлоатация на съоръженията за управление на ОГ и РАО.

Специализирани органи на държавния санитарен контрол са Националният център по радиобиология и радиационна защита и отделите "Държавен радиационен контрол и защита" към пет Хигиенно-епидемиологични инспекции в страната.

На контрол подлежат всички дейности с източници на йонизиращи лъчения чрез контрол на защитата на източника и работните места, радиационните параметри на

работната и околната среда. Радиационният контрол в атомната централа се осъществява като постоянен и периодичен. Обект на контрола са радиационните параметри на работната среда, дозото натоварване на персонала, здравното състояние на работещите и спазването на хигиенните и радиационно-защитните норми.

Контролът за въздействието на АЕЦ “Козлодуй” върху населението при нормална експлоатация има за цел оценка на дозото натоварване на населението и определяне на радиационния риск в района на разположение на атомната централа (в радиус 100 км). Облъчването на населението се контролира чрез измерване на проби от сухоземната и водна екосистема и чрез моделно-математическо определяне на дозите на базата на реалните изхвърляния на радиоактивни вещества в приземния атмосферен въздух. Пунктовете за пробонабиране са общо 17, контролираните параметри са 6 (води, дънни утайки, атмосферни отлагания, почви, растителност и храни). Контролът се извършва четирикратно за една календарна година. Контролът е с начало 1970 г. и продължава през целия експлоатационен период. Незначителното влияние на експлоатацията на АЕЦ върху техногенната радиоактивност в района на централата не позволява определяне на дозите на облъчване на населението, дължащо се на газоаерозолните изхвърляния по данни от провеждания мониторинг на обекти от околната среда. По тази причина се използват моделно-математични методи, за изходни данни се използват реалните изхвърляния на радиоактивни вещества в атмосферния въздух, демографската, почвената, метеорологичната и други характеристики на района. Дозото натоварване на населението се оценява като суперпозиция от отделните източници на изхвърляне на радиоактивните вещества (вентилационните тръби) в точка с определени координати. Този подход позволява оценката на приноса на всеки източник.

Съгласно чл. 148 от Закона за опазване на околната среда Министерството на околната среда и водите (МОСВ) осъществява контрол върху компонентите на околната среда и факторите, които им въздействат.

Превантивният контрол се осъществява чрез екологичната оценка при одобряването на планове и програми и чрез оценка на въздействието върху околната среда (ОВОС) като условие за издаване на скица (виза) за проектиране в развитието на инвестиционния процес.

Освен превантивен контрол МОСВ осъществява текущ контрол чрез извършване на проверки, наблюдения и измервания и включва достъп до данните от собствения мониторинг на обекта, осъществяван от оператора. Извършва се и последващ контрол чрез проследяване на резултатите от изпълнението на мерките, предвидени в решенията по ОВОС, както и изпълнението на предписанията, дадени на контролираните лица по време на проверките.

Към министъра на околната среда и водите е създадена Изпълнителна агенция по околна среда (ИАОС) за осъществяване на ръководни, координиращи и информационни функции по отношение на контрола и опазването на околната среда в Република България. Агенцията е ръководен орган на Националната система за екологичен мониторинг (НАСЕМ) и е Национален референтен център в рамките на Европейската агенция по околна среда.

Радиологичният мониторинг се извършва по програма, която е част от НАСЕМ и включва мрежа от пунктове за наблюдение, съответна периодичност и комплекс от наблюдавани радиологични показатели. Контролира се радиоактивното замърсяване на атмосферния въздух, почвите, повърхностните и подземните води и други обекти на околната среда.

Непрекъснато наблюдение за нивото на мощността на еквивалентната доза на територията на Република България се осъществява чрез Националната автоматизирана система за непрекъснат контрол на радиационния гама-фон. Изградена е от 26 локални мониторингови станции, обхващащи цялата територия на страната, регионални

мониторингови станции – в районните инспекции по околната среда и водите (РИОСВ) Варна и Враца и централна мониторингова станция - в ИАОС, където се поддържа централната база данни. Информацията се получава в реално време и се препредава на Аварийния център на Агенцията за ядрено регулиране и в Националния център за реагиране в Държавна агенция “Гражданска защита”.

През 2000 г. към нея е интегрирана Автоматизираната система за външен радиационен контрол “Бертхолд” на АЕЦ “Козлодуй”, с което се изгради Единна национална система за радиационен мониторинг. В резултат са добавени и се получават данни за състоянието на радиационния гама-фон от още 8 контролни станции, намиращи се в радиационно-защитната зона на АЕЦ “Козлодуй”.

Радиометричните измервания в реални условия, пробонабиране и лабораторно-аналитична дейност се осъществяват от лаборатория за радиационни измервания към ИАОС и лабораториите за радиологичен контрол към РИОСВ в градовете Бургас, Варна, Враца, Монтана, Плевен, Пловдив и Стара Загора. Резултатите от радиологичния мониторинг се публикуват в периодични издания на ИАОС и се изготвя ежегоден доклад за състоянието на околната среда, одобряван от Министерския съвет.

Контролът на радиационните фактори, провеждан от операторите на съоръженията за управление на РАО и ОГ, както и резултатите от него, са коментирани в Приложение L-11.

Планирани са мерки за завършване на дейностите по радиационния мониторинг, предложени с доклад за проведените геоложки, хидрогеоложки и инженерногеоложки изследвания на площадката на ПХРАО-Нови хан.

За осигуряване на точност и достоверност на измерванията, свързани със здравеопазването, обществената безопасност и околната среда се извършва метрологичен контрол. Съгласно чл. 23 на Закона за измерванията, на контрол подлежат средствата, които служат за измервания, свързани със здравеопазването, обществената безопасност и околната среда и са определени в наредба. Метрологичният контрол се извършва от Главна дирекция “Мерки и измервателни уреди” на Държавната агенция за метрология и технически надзор. Контролът върху средствата за измерване в определените от закона области включва одобряване на типа, първоначална и последваща проверка.

В заключение, Република България е предприела съответните мерки за осигуряване на радиационната защита на персонала и населението и защита на околната среда при експлоатацията на съоръженията за управление на ОГ и РАО, в съответствие с изискванията на чл. 24 от Единната конвенция.

## **Член 25. Аварийна готовност**

*“Член 25. Аварийна готовност*

*1. Всяка договаряща се страна гарантира, че преди и по време на експлоатацията 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.”*



Съгласно чл.16 от ЗБИЯЕ лицата, които извършват дейности по управлението на радиоактивните отпадъци и отработеното гориво, са длъжни да предприемат мерки за предотвратяване на инциденти и аварии и за ограничаване на последиците от тях.

Съгласно чл.35 от ЗБИЯЕ лицензия за експлоатация на съоръжение за управление на РАО и ОГ се издават на юридическо лице, което има утвърдени аварийни планове за действие в случай на авария.

В случай на авария лицензиантът/титулярът на разрешение, съгласно чл. 122 на ЗБИЯЕ е длъжен:

1. незабавно да информира населението и кметовете на общините в зоната на аварийно планиране и другите компетентни органи;
2. да предприеме действия за ограничаване и ликвидиране на последиците от аварията;
3. да контролира и регулира облъчването на лицата, участващи в ограничаването и ликвидирането на аварията ;
4. да осигури непрекъснат мониторинг на изхвърлянето на радиоактивни вещества в околната среда;
5. да участва в дейностите, включени в Националната система за екологичен мониторинг;
6. да изпълнява други задължения, установени в аварийните планове и съгласно ЗБИЯЕ.

Съгласно чл. 117 от ЗБИЯЕ мерките за аварийно планиране се установяват с аварийните планове, както следва:

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

Организацията по разработването, поддържането и координацията по изпълнението на външния аварийен план се осъществява от Постоянната комисия за защита на населението при бедствия, аварии и катастрофи (Постоянната комисия) към Министерския съвет и Държавна агенция “Гражданска защита” към Министерския съвет. Външният аварийен план се приема с решение от Министерския съвет по предложение на Държавна агенция “Гражданска защита” (ДАГрЗ).

Разработването на външния аварийен план, неговото материално - техническо и кадрово осигуряване, поддържането на аварийна готовност и прилагането на мерките се финансират от държавния бюджет.

Лицето, което експлоатира ядрено съоръжение, представя вътрешния аварийен план на председателя на АЯР, ДАГрЗ и на Министерството на околната среда и водите шест месеца преди планираното начало на въвеждане на ядреното съоръжение в експлоатация. Аварийният план се проверява на практика преди въвеждането на ядреното съоръжение в експлоатация и по време на експлоатацията, а отделните части на плана се проверяват и оценяват на определени интервали от време.

Председателят на АЯР съгласува вътрешния аварийен план преди въвеждането на обекта в експлоатация.

Лицензиантите и съответните титуляри на разрешение са длъжни да запознаят персонала с аварийните планове и да провеждат специализирано обучение на служителите, определени да изпълняват функции съгласно аварийните планове.

Условията и редът за разработване на аварийните планове, лицата, които прилагат аварийните планове, техните задължения, мерките за ограничаване и ликвидиране на

последниците, начините за информиране на населението, както и мерките за проверка на аварийната готовност се определят с Наредбата за планиране и готовност при радиационна авария и Правилника за организацията и дейността по предотвратяване и ликвидиране на последствията при бедствия, аварии и катастрофи.

Разработени и утвърдени са следните аварийни планове на национално и ведомствено ниво, имащи отношение към управлението на радиоактивни отпадъци:

- **Външни аварийни планове:**

- Национален базисен план (Национален аварийен план) за провеждане на спасителни и неотложни аварийно-възстановителни работи при възникване на бедствия, аварии и катастрофи (в сила от м. април 2002 г.);

- аварийни планове на органите на местната администрация и местното самоуправление, министерствата и ведомствата (последна актуализация 2000 г. – 2003 г.);

- **Вътрешни аварийни планове:**

- Аварийен план на АЕЦ “Козлодуй”, редакция 3, 2000 г.;

- План за ликвидиране на последствията и защита на населението и околната среда при радиационна авария по време на превоз на отработено ядрено гориво по р. Дунав в участъка от пристанище АЕЦ “Козлодуй” до пристанище Измаил, Украйна, 2001 г.;

- Аварийен план на цеха за преработване на РАО на площадката на АЕЦ “Козлодуй”, (редакция 0, юли 2001 г.);

- Аварийен план на изследователския ядрен реактор на ИЯИЯЕ - БАН, декември 2001 г.;

- Аварийен план на ПХРАО – Нови хан, януари 2003 г.

Организацията, ръководството, координацията и контролът на дейностите по недопускане, намаляване и ликвидиране на последствията от бедствия, аварии и катастрофи се ръководи от Министерския съвет чрез Постоянната комисия. Взаимодействието на Постоянната комисия с министерствата, ведомствата, местните органи на властта и правителствените и не правителствените организации се осъществява съобразно тяхната компетентност. Въпросите, свързани с управлението на бедствия, аварии и катастрофи са регламентирани в Правилник за организацията и дейността по ликвидиране на последствията от бедствия, аварии и катастрофи.

Съгласно чл. 14 и чл. 15 от Правилника към министерствата, ведомствата, търговски дружества и предприятия се създават постоянни комисии, в чиито задължения влиза: да организират и провеждат превантивна дейност за предотвратяване и намаляване на вредните последствия от бедствия, аварии и катастрофи; да създават и поддържат в готовност средства за уведомяване, колективни и индивидуални средства за защита на работниците и служителите и предприемане на мерки за ликвидиране на последствията от аварийни ситуации. Съгласно правилника те имат задължението да разработват планове за провеждане на спасителни и неотложни аварийно-възстановителни работи при възникване на бедствия, аварии и катастрофи, които се съгласуват с председателите на областните или общински комисии и се утвърждават от техните ръководители.

Съгласно Националния аварийен план е планирано провеждане на учения и тренировки. Местните власти и юридическите лица провеждат периодични аварийни тренировки. Националните аварийни тренировки и учения се организират и провеждат от Постоянната комисия. Постоянната комисия организира:

1. пълномащабно аварийно учение на всеки 5 години;

2. ежегодни тренировки по усвояване на елементите на плана.

В пълномащабното аварийно учение участват органите на изпълнителната власт, експлоатиращият АЕЦ и юридическите лица, включени в националния аварийен план, както и местните власти и населението в зоните на аварийно планиране или извън тях по преценка на постоянната комисия.

Замисълът и сценарият за провеждане на учение за действие при радиационна авария се подготвя от Държавна агенция “Гражданска защита” в сътрудничество с АЯР и други компетентни организации.

Замисълът за провеждане на учението се утвърждава на национално ниво от председателя на Постоянната комисия. В замисъла се описват целите на учението, елементите от аварийния план, които ще бъдат проверявани, участниците (министерства, административни структури, население, медии и др.) и наблюдателите и контролорите на учението, както и график за изпълнение на основните въпроси, предмет на учението.

От 1996 г. страната е участвала в 15 национални и международни учения, както следва:

- учение за действие при авария в АЕЦ “Козлодуй” (1999 г., 2001 г., 2002 г.);
- пълномащабно национално учение за действие при авария в АЕЦ “Козлодуй” (2002 г.)
- двустранно българо-турско учение за действие при нелегален трафик на ядрен материал (2002 г.);
- международни ученията за действие при радиационна авария в АЕЦ под кодовото название “INEX-2”, организирано от МААЕ. (1996 г. - INEX-II - Швейцария, 1997 г. - INEX-II - Финландия, 1998 г. - INEX-II - Унгария, 1999 г. – INEX-II - Канада);
- международните учения от серията INTEX (International Technical Exercises), организирано съвместно от НАТО и МААЕ. (2000 г., 2001 г. и 2002 г.);
- международно учение за действие при радиационна авария в АЕЦ под кодовото название “JINEX” (Joint International Emergency Exercise (2001 г.);
- Международно учение “Аксиополис 2001” за действия извън площадката при ядрена авария в АЕЦ “Черна вода”, Румъния (2001 г.);
- Международно учение на МААЕ за проверка на формите за аварийно уведомяване “EMERCOM” при радиационна авария в АЕЦ (2001 г.).

Република България ще продължи участието си в международни проекти в областта на аварийното планиране, готовност и реагиране, както следва:

- проект на МААЕ RER/9/050 на тема “Хармонизиране на аварийното планиране в страните от Централна и Източна Европа“;
- проект на PHARE за инсталиране на системата RODOS (Real-time on-line decision support) в Република България;
- програма на ЕС за присъединяване към проекта за ранно уведомяване и обмен на информация при ядрена и радиационна авария (ECURIE (European Community Urgent Radiation Information Exchange)).

До края на 2003 г. ще бъде актуализирана Наредбата за планиране и готовност при радиационна авария с цел да обхване задълженията по аварийно планиране и готовност в ядрените съоръжения и съоръженията за управление на ОГ и РАО, които понастоящем са залегнали в различни нормативни актове.

В заключение, Република България е предприела съответните мерки за осигуряване на аварийната готовност при експлоатация на съоръженията за управление на РАО и ОГ, в съответствие с изискванията на чл. 25 от Единната конвенция.

## Член 26. Извеждане от експлоатация

### “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.”

Законът за безопасно използване на ядрената енергия постановява:

- лицензия за експлоатация на ядрено съоръжение се издава на юридическо лице, което притежава финансови, технически, материални ресурси и организационна структура за поддържане на високо ниво на безопасност за целия срок на експлоатация на ядреното съоръжение, както и за извеждането му от експлоатация;

- ядрено съоръжение може да бъде изведено от експлоатация само след издаване на разрешение за извеждане от експлоатация;

- разрешението за извеждане от експлоатация се издава на лицето, притежаващо лицензия за експлоатация на съоръжението;

- лицензиантът представя на председателя на АЯР план за извеждане от експлоатация на ядрена централа или на отделен енергиен блок или друго ядрено съоръжение на площадката най-малко 3 години преди спиране на съоръжението за извеждане от експлоатация;

- създава се фонд “Извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения”. Регламентирано е целевото изразходване на средства по фонда, включително и за разходи по съхраняването и погребването на радиоактивни отпадъци, получени от дейности по извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения. Размерът на вноските, които внасят операторите на ядрени съоръжения и редът за набиране, изразходване и контрол на средствата по фонда се определени с наредба на Министерски съвет (вижте Приложение L-5);

- установени са задълженията на експлоатиращата организация за поддържане на достатъчно персонал с необходимата квалификация, физическата защита и аварийната готовност през всички етапи от живота на съоръжението, включително при извеждането му от експлоатация.

Основните въпроси на безопасността, произтичащи от спецификата на работите по извеждане от експлоатация, се уреждат с издадената от КИАЕМЦ Наредба № 10 за безопасност при извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения.

Наредбата определя извеждането от експлоатация като комплекс от административни и технически мерки и дейности, позволяващ частично или пълно освобождаване на ядреното съоръжение от контрол от страна на регулиращия орган при осигуряване на безопасността на персонала, населението и околната среда.

Съгласно наредбата, основната цел на осигуряването на безопасността при извеждане от експлоатация на ядрено съоръжение е непревишаване на определените основни граници на дозите за вътрешно и външно облъчване на персонала и населението и нормите за съдържание на радиоактивни вещества в околната среда, както и защитата на бъдещите поколения от неблагоприятни въздействия на йонизиращи лъчения. Наредбата определя изисквания към радиационната защита при извеждане от експлоатация на ядрено съоръжение, включително и прилагане на принципа As Low As Reasonably Achievable (ALARA).

Наредбата изисква при избор на площадка, проектиране и строителство на ядрено съоръжение да се разработят начална концепция и план, които да разгледат и обосноват основните технически мерки и решения, улесняващи извеждането от експлоатация. През периода на експлоатация лицензиантът е длъжен да осигури изпълнението на следните основни мерки:

1. минимизиране на радиоактивното замърсяване и разпространението на радиоактивни вещества в конструкциите, системите и компонентите на ядреното съоръжение;

2. своевременно преработване, класифициране, складиране, отчитане и документиране на получените при експлоатацията РАО (в съответствие с действащите нормативни документи);

3. провеждане на периодични анализи и пресмятания за наличните и прогнозните количества и обеми на РАО в резултат на нормалната експлоатация и бъдещото извеждане от експлоатация на ядреното съоръжение;

4. актуализация и оптимизиране на организационните и техническите мерки за управление на РАО.

Наредбата поставя ограничителни изисквания за изхвърляния на радиоактивни вещества в околната среда при извършване на демонтажни работи и при премахването на физическите бариери на ядреното съоръжение.

В специален раздел на наредбата се изисква аварийен план за готовност и действия за защита на персонала, населението и околната среда в случай на радиационна авария за всеки етап на извеждането от експлоатация на ядреното съоръжение.

В съответствие с Решение № 848 на Министерския съвет на Република България от 19 декември 2002 г. блокове 1 и 2 на АЕЦ “Козлодуй” са изключени от електроенергийната система на България в края на 2002 г.

В изпълнение на одобрената от Народното събрание Енергийна стратегия на Република България решение за извеждане от експлоатация ще бъде взето на основата на комплексен анализ за поддържане и повишаване нивото на безопасност и управление на ресурса на 1 и 2 блок в съответствие с националното законодателство и задълженията, произтичащи от Конвенцията за ядрена безопасност.

Предприетите организационни мерки, свързани с извеждането от експлоатация на 1 и 2 блок на АЕЦ “Козлодуй” са изложени в Приложение L-12.

В заключение, Република България е предприела съответните мерки за извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения, в съответствие с изискванията на чл. 26 от Единната конвенция.

## **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.”*

Основните изисквания за безопасност при управление на ОГ са определени в Закона за безопасно използване на ядрената енергия (ЗБИЯЕ), Закона за опазване на околната среда (ЗООС), Наредбата за основни норми за радиационна защита - 2000 г.(ОНРЗ-2000), Наредба № 3 за осигуряване безопасността на атомните централи при проектиране, изграждане и експлоатация (Наредба № 3) и Наредба № 11 за безопасност при съхраняване на отработено ядрено гориво (Наредба № 11), която определя изискванията към самостоятелните съоръжения за управление на ОГ, разположени на площадката на АЕЦ.

Съгласно Раздел X на Наредба № 3 възможността за достигане на критичност в хранилищата за отработено гориво трябва физически да се изключва чрез осигуряване съответните характеристики на оборудването на хранилищата и на първо място чрез геометричните фактори, предвидени в конструктивните и проектните решения. Изисква се да бъдат предвидени надеждни системи за отвеждане на остатъчната топлина и съответен химичен състав на топлоотвеждащата среда за предотвратяване повреждането на горивото, в резултат на което радиоактивните вещества биха могли да постъпят в околната среда.

В раздел II на Наредба № 11 се определя максимален ефективен коефициент на размножаване на неутрони 0,95 в режим на нормална експлоатация и при проектни аварии, който се осигурява основно чрез разполагане на касетите с определена стъпка на решетката. Не се допуска използване на извлекаеми хетерогенни поглъщащи елементи в конструкционните елементи на стелажи и контейнери. Функцията за поддържане на подкритичност при съхраняване, транспортиране и манипулации с ОГ трябва да се осигурява и при външни въздействия с природен и техногенен характер.

Стелажи и контейнери, съдържащи поглъщащи добавки на неутрони в състава на конструкционните елементи, трябва се проектират, изготвят и контролират по такъв начин, че да се избегне недопустимо намаление на поглъщащата способност при механично, химично или радиационно въздействие в условия на нормална експлоатация и при проектни аварии.

В чл. 38 на Наредба № 11 се изисква вътрешнотранспортния опаковъчен комплект да осигурява най-малко 5% подкритичност при постулираните изходни събития, включително падане от максимална височина.

В раздел III на Наредба № 11 са определени изискванията за отвеждане на остатъчното топлоотделяне. Предвиждат се технически средства и организационни мерки, изключващи възможността за повишаване на температурата на обвивката на топлоотделящите елементи на ОГ над проектните граници при съхраняване и

транспортиране на ОГ в условията на нормална експлоатация и при проектни аварии. Изисква се резервираност на системите за принудително охлаждане на ОГ.

Съгласно чл. 16 на ЗБИЯЕ, при управлението на ОГ експлоатацията е длъжен да осигури такива условия, че генерирането на РАО да бъде на най-ниското достижимо ниво по отношение на обем и активност. Наредба № 11 изисква предприемането на мерки за поддържане херметичността на ОГ (чл. 45 и чл. 48), както и задължение за осигуряване на технически средства за съхраняване, транспортиране и манипулиране с нехерметични касети (чл. 72, т.7).

С оглед отчитането на всички етапи от управлението на ОГ, експлоатиращият е длъжен да осигури възможност за изваждане на ОГ за транспортиране, преработване и/или погребване през всеки един момент от експлоатацията на съоръжението за съхраняване на ОГ – чл. 72, т.8 на Наредба № 11.

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

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. Член 5 на Наредба № 11 изисква прилагането на този принцип и определя нивата на защита.

Съгласно чл. 2 на Наредба № 11 при съхраняване, транспортиране и манипулиране с ОГ дозите на облъчване за персонала и населението, получени в резултат на тези дейности, не трябва да превишават действащите норми за радиационна защита. Подробно изложение на действащите норми се намира в текстовете по член 24 в този доклад.

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

Защитата на живота, здравето и условията на живот на бъдещите поколения е основен принцип, изложен в чл. 3 на ЗБИЯЕ. Лицензиантите са длъжни да извършват оценка на безопасността и да предприемат действия и мерки с отчитане на съвременните научни достижения, собствения и международния експлоатационен опит (чл. 16 на ЗБИЯЕ).

Член 6 на Наредба № 11 задължава експлоатиращата организация да планира и извършва периодична и систематична оценка на безопасността на съоръженията, оценка на радиационното въздействие върху околната среда през обосновани периоди от време на проектния срок на експлоатация на съоръженията и да осигурява безопасната експлоатация в съответствие с действащите изисквания. Периодът на тази оценка не може да надхвърля 10 години.

За да се избегне налагане на непосилно бреме върху бъдещите поколения са предприети редица законодателни и регулиращи мерки. Законът за безопасно използване на ядрената енергия предвижда да се издава лицензия за експлоатация на ядрени съоръжения само на лице, което притежава достатъчно финансови, технически, материални ресурси и организационна структура, включително и за извеждане от експлоатация на съоръжението. Осигуряването на достатъчно финансови ресурси за безопасното прекратяване на дейността е основно задължение на експлоатиращия съгласно чл. 16 на ЗБИЯЕ. Необходимите финансови средства за извеждането от експлоатация се осигуряват от фонд “Извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения”.

В стремежа си да осигури намаляването на радиационното натоварване на площадката на АЕЦ “Козлодуй” и избягване налагането на непосилно бреме върху бъдещите поколения, Република България предвижда следните основни мерки:

- връщане в Русия на ОГ от АЕЦ “Козлодуй” за преработване;
- търсене на възможности, под егидата на МААЕ, за дългосрочно съхраняване на ОГ от АЕЦ “Козлодуй” в регионални хранилища;
- по отношение високообогащеното ОГ от ИЯР се търси решение за връщането му в Русия.

В заключение, Република България е предприела съответните мерки за защита на отделните лица, обществото и околната среда, в съответствие с изискванията на член 4 от Единната конвенция.

## **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.”*

Към момента на влизане в сила през 2001 г. на тази конвенция в Република България съществуват съоръженията за управление на ОГ, посочени в Приложение L-1.

През 2000 г. е завършена актуализирана оценка на безопасността, която отчита състоянието на системите и оборудването след изпълнените мерки за повишаване на безопасността на ХОГ. През 2002 г. е възложен анализ на безопасността на ХОГ, който трябва да бъде завършен до края на 2003 г. Списък на извършените анализи, реализираните проекти и планираните дейности, свързани с безопасността на ХОГ, е представен в Приложение L-13.

За БОК-1, 2 са в сила анализите на безопасността, съдържащи се в ТОБ за съответния енергиен блок, актуализирани през 2000 г. През 2002 г. е направен анализ на безопасността на БОК-3 и 4 в рамките на актуализация на ТОБ на блокове 3 и 4. За БОК-5 и 6 са в сила анализите на безопасността, съдържащи се в ТОБ на съответния енергиен блок, актуализирани през 1992 г., във връзка със замяна на стелажите за съхраняване на ОГ с уплътнен тип. Преглед на безопасността на БОК-5 и 6 ще бъде извършен при актуализиране на ТОБ на съответните блокове след тяхната модернизация.

Оценка на безопасността на шахтохранилището на ИЯР ИРТ-2000 се планира във връзка с предстоящата реконструкция на реактора.

Списък на доклади от международни мисии и проекти, свързани с безопасността на съоръжения за съхраняване на отработено гориво и на съоръжения за съхраняване на радиоактивни отпадъци е даден в Приложение L-8.

В заключение, Република България е предприела съответните мерки за преглед на безопасността на съществуващите съоръжения за управление на ОГ, в съответствие с изискванията на член 5 от Единната конвенция.



## **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.”*

Изборът на подходяща площадка е основен елемент, осигуряващ безопасността на съоръженията за управление на ОГ съгласно Наредба № 3 и Наредба № 11. Разрешителният режим за избор на площадка е регламентиран в глава трета на ЗБИЯЕ, а процедурата за издаване на разрешение е определена в Наредба № 5 за издаване на разрешения за използване на атомната енергия (Наредба № 5). Законът за опазване на околната среда регламентира извършването на оценка на въздействието на съоръжението върху околната среда, включително и трансграничните аспекти на тази оценка.

Съгласно член 8 на Наредба № 5, заявителят съставя обща характеристика на ядреното съоръжение и подходящите площадки и представя "Техническа обосновка на безопасността" (ТОБ). В глава III на Приложение № 1 към тази наредба се описва обхвата на информацията, необходима за оценка на пригодността на площадката - география, демография, човешка дейност, метеорология, хидрология и хидрогеология, геология, геотехника, сеизмика.

Съгласно чл. 9, ал. 1. на Наредба № 5 разрешението за избор на площадка се издава само в случай, че площадката отговаря на установените изисквания и е доказано, че са определени характеристиките на площадката, събитията и явленията, които могат да окажат влияние на проектирането, и че при нормална експлоатация и проектни аварии облъчването на персонала и населението е на разумно достижимо ниско ниво, без да се превишават определените граници.

Законът за опазване на околната среда (чл. 81) изисква задължително извършване на оценка на въздействието върху околната среда (ОВОС) на планове, програми и инвестиционни предложения за строителство, дейности и технологии или техни изменения, изброени в Приложение № 1 на закона. Съоръженията за управление на ОГ са включени в приложението. Извършването на ОВОС е подробно регламентирано в раздел III на глава шеста на ЗООС, процедурата е описана в Наредба № 4 за оценка на въздействието върху околната среда. Наличието на положително заключение по ОВОС от компетентния орган е необходимо условие за получаване на скица (виза) за проектиране съгласно Закона за устройство на територията.

Законът за опазване на околната среда регламентира организиране на обществено обсъждане на резултатите от ОВОС съвместно от общинските органи и компетентния орган, който издава решението по ОВОС. В това обсъждане участват представители на общинската администрация, на държавни и обществени организации, обществеността и заинтересуваните физически и юридически лица. Компетентният орган по ЗООС се произнася с решение, което се съобщава писмено на възложителя и се оповестява чрез средствата за масово осведомяване или по друг подходящ начин. Законът за безопасно използване на ядрената енергия възлага на председателя на АЯР да предоставя на граждани, юридически лица и държавни органи обективна информация за състоянието на ядрената безопасност и радиационната защита.

За инвестиционни предложения за строителство, дейности и технологии на територията на Република България, за които се предполага значително въздействие върху околната среда на територията на друга държава или държави се изисква тяхното уведомяване. Член 98 на ЗООС задължава министъра на околната среда и водите:

– да уведомява засегнатите държави на възможно най-ранния етап на инвестиционното предложение, но не по-късно от датата на уведомяване на собственото население;

– при съгласие за участие в процедурата по ОВОС да предоставя на засегнатата държава описание на инвестиционното предложение и възможната информация за евентуално трансгранично въздействие върху околната среда, както и информация за характера на решението, което се предполага, че ще бъде взето.

Република България е страна по Конвенцията за оценка на въздействието върху околната среда в трансграничен контекст.

Република България има сключени споразумения за оперативно уведомяване при ядрена авария и обмен на информация за ядрени съоръжения с Гърция (април 1989 г. и февруари 1991 г.), с Румъния (май 1997 г.) и с Турция (юли 1997 г.). Споразуменията предвиждат информация за промени в списъците на ядрените съоръжения на територията на договарящите се страни ежегодно. Споразумението с Румъния изрично предвижда уведомяване при започване на изграждането на ново ядрено съоръжение или осъществяване на нова ядрена дейност (чл. 1, т.3).

В заключение, Република България е предприела съответните мерки за избор на площадка на съоръжение за управление на ОГ, в съответствие с изискванията на член 6 от Единната конвенция.

## **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.”*

Изискванията за осигуряване на безопасността при проектиране и строителство на съоръжения за управление на ОГ се определят в Наредба № 3 и Наредба № 11. Разрешителния режим за проектиране и изграждане е регламентиран в глава трета на ЗБИЯЕ, а процедурата за издаване на разрешение е определена в Наредба № 5.

Съгласно глава втора, раздел I на Наредба № 11 конструкциите, системите и оборудването, важни за безопасността, се проектират, изработват и монтират с отчитане на възможните механични, топлинни, химични или други въздействия, възникващи в резултат на проектни аварии. Съоръженията се оборудват със системи за радиационен контрол и системи за локализиране на аварията. Предвиждат се надеждни системи за отвеждане на остатъчното топлоотделяне, с цел предотвратяване на повреди на ОГ и изхвърляне на радиоактивни вещества в помещенията и околната среда над установените от проекта стойности.

В глава втора, раздел IV на Наредба № 11 се определят изискванията към проекта по отношение на радиационната защита. С цел ограничаване изхвърлянето на радионуклиди в околната среда в съответствие с ОНРЗ-2000, се осигуряват подходящ контрол и филтриране на въздуха, изхвърлян от вентилационните системи на съоръженията.

Поддържането на високо ниво на качеството е задължение за всички лица, извършващи дейности по ЗБИЯЕ (чл. 16), а чл. 24 на Наредба № 3 предвижда строителните и монтажните организации да работят по програма за осигуряване на качеството, която се представя в АЯР за получаване на разрешение за строителство.

Съгласно чл. 7 на Наредба № 11 проектите на съоръжения за управление на ОГ трябва да съдържат раздел за извеждане от експлоатация. В глава втора, раздел I на Наредба № 10 за безопасност при извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения са определени изискванията към началното планиране на извеждането от експлоатация на етап проектиране и строителство. Заявителите на разрешение разработват начални концепции и планове за извеждане от експлоатация на ядреното съоръжение. Началната концепция и план имат примерно съдържание съгласно Приложение № 1 към наредбата и трябва подробно да разглеждат и обосновават технически мерки и решения, улесняващи дейностите по извеждането от експлоатация.

Лицата, извършващи дейности по използване на ядрената енергия, са длъжни да прилагат системи и оборудване, технологии и процедури, съответстващи на постиженията на науката и техниката и на международно признатия експлоатационен опит (чл. 16, т.15 на ЗБИЯЕ). В чл. 5 на Наредба № 11 се предвижда при проектиране и строителство да се прилагат доказани в практиката технологии.

В заключение, Република България е предприела съответните мерки при проектиране и изграждане на съоръжение за управление на ОГ, в съответствие с изискванията на член 7 от Единната конвенция.

## **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.”*

Извършването на оценка на безопасността е основно задължение на лицата, осъществяващи дейности по използване на ядрената енергия (чл. 16 на ЗБИЯЕ). Съгласно чл. 6 на Наредба № 11 проектите на съоръженията за управление на ОГ трябва да съдържат предварителни отчети за обосноваване на безопасността. Изготвеният технически проект се одобрява от председателя на АЯР, ако съответства на изискванията за безопасност и радиационна защита, определени в нормативните актове (чл. 33 на ЗБИЯЕ). Съгласно глава втора, раздел III на Наредба № 5, заявителят на разрешение за строителство, въз основа на техническия проект, представя "Техническа обосновка на безопасността" (ТОБ). В Приложение № 1 към наредбата се описва структурата и обхвата на информацията в ТОБ.

Раздел IV от глава втора на Наредба № 5 предвижда заявителят на разрешение за въвеждане в експлоатация да представи коригиран ТОБ, въз основа на резултатите от строителството, пусково-настроечните работи и комплексните изпитания.

Законът за опазване на околната среда регламентира извършването на оценка на въздействието върху околната среда на планове, програми и инвестиционни предложения за строителство, дейности и технологии или техни изменения. Описание на обхвата, принципите и процедурите при извършване на ОВОС е направено в текстовете по член 6 в този раздел на доклада.

В заключение, Република България е предприела съответните мерки за оценка на безопасността на съоръжения за управление на ОГ, в съответствие с изискванията на член 8 от Единната конвенция.

## **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."*

Съгласно ЗБИЯЕ експлоатацията на ядрени съоръжения се извършва само от юридически лица, притежаващи лицензия за експлоатация. Лицензията се издава след изпълнение на условията на разрешението за въвеждане в експлоатация. В чл. 35 на ЗБИЯЕ са описани условията, на които трябва да отговаря лицензианта. С искането за издаване на лицензия, заявителят трябва да представи в АЯР документи, доказващи, че съоръжението, както е изградено, отговаря на проекта и изискванията по безопасност. В раздел IV от глава втора на Наредба № 5 са изброени документите, които трябва да се представят.

Съгласно Наредба № 3 и Наредба № 11 основни документи, определящи безопасната експлоатация на съоръженията за управление на ОГ, са технологичните регламенти, които са част от документите за издаване на разрешение за въвеждане в експлоатация. Те съдържат пределите и условията за безопасна експлоатация и общия ред за изпълнение на операциите, свързани с безопасността на съоръженията. Регламентите се разработват и преразглеждат от лицензианта, с отчитане на собствения и международния експлоатационен опит.

Експлоатацията, техническата поддръжка, мониторинга, инспектирането и изпитанията на съоръженията за управление на ОГ се извършват в съответствие с инструкции, процедури и графици, описани в Наредба № 3 и Наредба № 11 и представени на регулиращия орган със заявлението за издаване на лицензия за експлоатация.

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

В чл. 19 на ЗБИЯЕ се предвижда в лицензията за експлоатация да бъдат определени изискванията за докладване на инциденти, свързани с безопасността. Редът и условията за докладване са определени в Наредба № 2 за случаите и реда за уведомяване на Комитета за използване на атомната енергия за мирни цели за експлоатационни изменения, събития и аварийни състояния, свързани с ядрената и радиационната безопасност.

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

Съгласно чл. 8 на Наредба № 10 през периода на експлоатация лицензиантът осигурява изпълнението на мерки, улесняващи дейностите по извеждане на съоръжението от експлоатация.

През периода на експлоатация лицензиантът е длъжен да разработва междинна концепция и план за извеждането на съоръжението от експлоатация. Междинният план и концепцията се актуализират и представят за съгласуване от регулиращия орган периодично през период от време, не по-голям от 10 години. Междинната концепция и планът преразглеждат, актуализират и детайлизират дейностите по планирането за извеждане от експлоатация на ядреното съоръжение при отчитане на аспектите, описани в чл. 9 на Наредба № 10. Примерно съдържание на плана за извеждане от експлоатация е представено в Приложение 1 на наредбата.

Дейностите по експлоатация на съоръженията за управление на ОГ са предмет на периодични оценки и регулиращи инспекции. В необходимите случаи се налагат принудителни мерки за постигане на съответствие с изискванията, нормите и правилата за ядрена безопасност и радиационна защита.

В заключение, Република България е предприела съответните мерки за осигуряване на безопасността при експлоатация на съоръжения за управление на ОГ, в съответствие с изискванията на член 9 от Единната конвенция.

## **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 Закона за безопасно използване на ядрената енергия Министерският съвет може да обяви отработеното гориво за радиоактивен отпадък при условия, указани в закона.

Националната стратегия за управление на ОГ и РАО, приета през 1999 г., не предвижда погребване на ОГ.

## **Раздел Н: Безопасност при управление на радиоактивни отпадъци**

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

*“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 последици бъдещите поколения, по-големи от тези, допуснати за сегашното поколение;*

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

Основните изисквания за безопасност при управление на РАО са регламентирани в Закона за безопасно използване на ядрената енергия (ЗБИЯЕ), Закона за опазване на околната среда (ЗООС), Наредба № 7 на КИАЕМЦ от 1992 г. за събиране, съхраняване, преработване, складиране, превозване и погребване на радиоактивните отпадъци на територията на Република България (Наредба № 7), Наредба № 0-35 на министъра на народното здраве и министъра на вътрешните работи от 02.08.1974 г. за работа с радиоактивни вещества и други източници на йонизиращи лъчения (Наредба № 0-35) и Наредба за основни норми за радиационна защита (ОНРЗ-2000).

Съгласно чл. 16 от ЗБИЯЕ лицата, извършващи дейности по управление на РАО, са длъжни да осигурят ядрената безопасност. Това включва и осигуряване на подкритичност, когато радиоактивният отпадък съдържа дялящ се материал. Наредба № 7 (глава 6)

ограничава съдържанието на дългоживеещи алфа-излъчващи радионуклиди, включително и делеящи се материали в отпадъка. Изисквания за осигуряване на отвеждането на остатъчното топлоотделяне са дефинирани в член 67 на Наредба № 0-35.

Член 16 на ЗБИЯЕ постановява, че лицата, които извършват дейности по управление на РАО са длъжни да създават такива условия, че при осъществяване на дейността генерирането на РАО да бъде на най-ниското достижимо ниво по отношение на обем и активност. Законът за опазване на околната среда (ЗООС) изисква управлението на отпадъците да осигурява намаляване на генерирането на отпадъци и на степента на тяхната опасност. Със ЗБИЯЕ се забранява вносът на радиоактивни отпадъци в страната, освен при обратен внос на закрити радиоактивни източници, произведени в Република България и когато отпадъците са получени от преработване на материали, извършено като услуга в полза на държавата или на българско юридическо лице. Транзитен превоз на ядрен материал, радиоактивни отпадъци и отработено гориво през територията на страната се извършва по решение на Правителството и след издаване на разрешение от регулиращия орган. Към механизмите за минимизиране на РАО се отнасят и изискванията на ЗБИЯЕ за квалифициран и правоспособен на персонал. Минимизирането на отпадъците е финансово обвързано. Лицата, в резултат на чиято дейност се генерират РАО, поемат разходите, свързани с управлението на отпадъците от тяхното образуване до погребването им, включително за мониторинга на хранилищата след затварянето им. Операторите на съоръжения за управление на РАО изпълняват конкретни програми с мерки за минимизиране на РАО.

Изискванията за отчитане на взаимната зависимост на различните етапи при управление на радиоактивните отпадъци са установени в член 16 на ЗБИЯЕ и глава втора на Наредба №7. В тази връзка са набелязани мерки, които да подобрят отчитането на взаимните зависимости на различните етапи на управление на РАО чрез:

- подобряване на дейностите по предварително преработване на отпадъците, в частност сортирането;
- подобряване на дейностите по преработване на различните потоци отпадъци.

Основните норми за защита на хората от вредното въздействие на йонизиращите лъчения, в т.ч. изложените на професионално облъчване и лица от населението, при нормални условия и при хронично и аварийно облъчване, са определени в ОНРЗ-2000. Осигуряване ефективна защита на отделните лица, обществото и околната среда се постига чрез избор на подходяща площадка, проектиране и изграждане на многобариерни съоръжения, експлоатация на съоръженията в съответствие с регламентирани писмени инструкции и процедури, осигуряване зони с особен статут (радиационно-защитна и наблюдавана зона), аварийно планиране и готовност, физическа защита и други. Някои мерки се нуждаят от нормативно уреждане с отчитане на международно-приетите критерии и изисквания. Прилагането на национално ниво на съответните методи за защита на околната среда се гарантира чрез въведената със Закона за опазване на околната среда процедура по ОВОС и свързаните с нея разрешения, издавани от компетентния орган по ЗООС. Изпълнението на условията на разрешенията по ЗООС и на изискванията по опазване на околната среда се гарантират чрез прилагане на текущ и последващ контрол от МОСВ и неговите регионални звена.

Специфични изисквания, свързани с управление на РАО, съдържащи биологически, химически и други опасни вещества, са дефинирани в Наредба № 7. Конкретните мерки за удовлетворяване на тези изисквания се изразяват в прилагане на разработените от операторите на съоръжения за управление на РАО критерии за приемливост на РАО, както и използване на методи и технологии за дезактивиране на биологично активни вещества, отстраняване на химически вещества, които могат да предизвикат протичане на нежелани химически реакции, имобилизация на течни РАО, съдържащи токсични химически вещества.

Защитата на живота, здравето и условията на живот на бъдещите поколения е основен принцип, изложен в чл. 3 на ЗБИЯЕ. Лицензиантите са длъжни да извършват оценка на безопасността за всички етапи от жизнения цикъл на съоръжението и да предприемат действия и мерки с отчитане на съвременните научни достижения, собствения и международния експлоатационен опит (чл. 16 на ЗБИЯЕ). Тези изисквания се нуждаят от допълнително нормативно регулиране. В изпълняваните от операторите програми понастоящем са отчетени международните препоръки и добри практики.

Избягването на непосилно бреме върху бъдещите поколения се постига чрез установената в ЗБИЯЕ система за финансиране на дейностите по управление на РАО, в избор на подходящи площадки, използване на технологии, основани на постиженията на науката и техниката и международно признатия експлоатационен опит, осигуряване на безопасно управление на генерираните РАО, включително на натрупаните до този момент, прилагане на изискванията за безопасност в дългосрочен аспект.

В заключение, Република България изпълнява и планира съответните мерки за защита на отделните лица, населението и околната среда при управление на РАО, в съответствие с изискванията на член 11 от Единната конвенция.

## **Член 12. Съществуващи съоръжения и предишни практики**

*“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 дозото натоварване трябва да бъде достатъчно да оправдае щетите и разходите, в това число и социалната цена, свързани с една такава намеса.”*

Съгласно чл. 16 на ЗБИЯЕ експлоатиращият съоръжения за управление на радиоактивни отпадъци трябва да осигури извършването на оценки на безопасността на съоръжението. Периодичен преглед на безопасността на съоръженията се извършва в съответствие с предписанията на АЯР и в рамките на условията на съществуващите разрешения. Извършването на преглед на безопасността на съществуващите в страната съоръжения и предприемането на конкретни мерки след подписването на Единната конвенция се изисква с Решение № 539 от 9.10.1998 г. на Министерския съвет. Резултатите от периодичния преглед на безопасността се документират в отчети по безопасност.

В Приложения L-6 и L-7 е представена информация за обхвата на извършения преглед и конкретните мерки (технически и организационни), предприети от операторите на съоръжения за управление на РАО, за повишаване на безопасността.

Списък на доклади от международни мисии и проекти, свързани с безопасността на съоръжения за съхраняване на отработено гориво и на съоръжения за съхраняване на радиоактивни отпадъци е даден в Приложение L-8.



В заключение, Република България е извършила анализи и предприела мерки, в съответствие с изискванията на член 12 от Единната конвенция.

### **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.”*

Разрешителният режим за избор на площадка е регламентиран в глава трета на ЗБИЯЕ. Действащата наредба (Наредба № 5), която определя реда за издаване на разрешения, не регламентира детайлно процедурата за избор на площадка за нови съоръжения за управление на РАО. Отделни изисквания по безопасност към площадките се съдържат в Наредба №7 и Наредба 0-35.

Законът за опазване на околната среда (ЗООС) (чл. 81) изисква задължително извършване на оценка на въздействието върху околната среда (ОВОС) на планове, програми и инвестиционни предложения за строителство, дейности и технологии или техни изменения. Извършването на ОВОС е подробно регламентирано в раздел III на глава шеста на ЗООС, процедурата е описана в Наредба № 4 за оценка на въздействието върху околната среда. Наличието на положително заключение по ОВОС от компетентния орган е необходимо условие за получаване на скица (виза) за проектиране съгласно Закона за устройство на територията.

Законът за опазване на околната среда регламентира обществено обсъждане на резултатите от ОВОС от общинските органи съвместно с компетентния орган, който издава решението по ОВОС. В това обсъждане участват представители на общинската администрация, на държавни и обществени организации, обществеността и заинтересуваните физически и юридически лица. Компетентният орган се произнася с решение, което се съобщава писмено на възложителя и се оповестява чрез средствата за масово осведомяване или по друг подходящ начин.

Законът за безопасно използване на ядрената енергия възлага на председателя на АЯР да предоставя на граждани, юридически лица и държавни органи обективна информация за състоянието на ядрената безопасност и радиационната защита.

За инвестиционни предложения за строителство, дейности и технологии на територията на Република България, за които се предполага значително въздействие върху околната среда на територията на друга държава или държави се изисква тяхното уведомяване. Член 98 на ЗООС задължава министъра на околната среда и водите:

- да уведомява засегнатите държави на възможно най-ранния етап на инвестиционното предложение, но не по-късно от датата на уведомяване на собственото население;
- при съгласие за участие в процедурата по ОВОС да предоставя на засегнатата държава описание на инвестиционното предложение и възможната информация за евентуално трансгранично въздействие върху околната среда, както и информация за характера на решението, което се предполага, че ще бъде взето.

Съгласно разпоредбите на ЗБИЯЕ в двугодишен срок от влизането на закона в сила се предвижда да бъдат определени с наредба на Министерския съвет изискванията за безопасност при управление на РАО, включително при избор на площадка за съоръжение.

В заключение, Република България изпълнява и е планирала съответните мерки за избор на площадка за съоръжение за управление на РАО, в съответствие с изискванията на член 13 от Единната конвенция.

#### **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.”*

Законът за безопасно използване на ядрената енергия изисква използване на системи и оборудване, технологии и процедури, съответстващи на постиженията на науката и техниката и на международно признатия експлоатационен опит. Отделни изисквания, свързани с проектиране и изграждане на съоръжения се съдържат в Наредба №7 и Наредба 0-35. Тяхното прилагане не може да осигури съвременно ниво на безопасност.

Съгласно разпоредбите на ЗБИЯЕ в двугодишен срок от влизането на закона в сила се предвижда да бъдат определени с наредба на Министерския съвет изискванията за безопасност при управление на РАО, включително изискванията при проектиране и изграждане на съоръжение.

В заключение, Република България е планирала съответните мерки при проектиране и изграждане на съоръжения за управление на РАО, в съответствие с изискванията на член 14 от Единната конвенция.

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

*“Член 15. Оценка на безопасността на съоръжения*

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

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

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

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

Съгласно ЗБИЯЕ (чл.16, т.3) лицата извършващи дейности по използване на ядрената енергия са задължени да извършват оценка на безопасността. Наредба № 7 не урежда напълно въпросите, свързани с оценка на безопасността на съоръжения за управление на РАО, в съответствие с изискванията на член 15 от Единната конвенция.

Законът за опазване на околната среда регламентира извършването на оценка на въздействието върху околната среда на планове, програми и инвестиционни предложения за строителство, дейности и технологии или техни изменения. Описание на обхвата, принципите и процедурите при извършване на ОВОС е направено в текстовете по член 6, раздел G на този доклад.

Съгласно разпоредбите на ЗБИЯЕ в двугодишен срок от влизането на закона в сила се предвижда да бъдат определени с наредба на Министерския съвет изискванията за безопасност при управление на РАО, включително изискванията към оценките на безопасността на съоръженията.

В заключение, Република България е планирала съответните мерки за извършване на оценка на безопасността на съоръжения за управление на РАО, в съответствие с изискванията на член 15 от Единната конвенция.

## **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.”*

Съгласно ЗБИЯЕ експлоатацията на съоръжение за управление на РАО се извършва само от юридически лица, притежаващи лицензия за експлоатация. Лицензията се издава след изпълнение на условията на разрешението за въвеждане в експлоатация. В чл. 35 на ЗБИЯЕ са описани условията, на които трябва да отговаря лицензиантът. С искането за издаване на лицензия, заявителят трябва да представи в АЯР документи, доказващи, че съоръжението, както е изградено, отговаря на проекта и изискванията по безопасност.

Пределите и условията на експлоатация на съоръжения за управление на РАО се представят на регулиращия орган със заявлението за издаване на лицензия за експлоатация на съоръжението. Извършването на промени, водещи до изменение на пределите и условията на експлоатация, е предмет на разрешителен режим.

Експлоатацията, техническата поддръжка, мониторинга, инспектирането и изпитанията на съоръженията за управление на РАО се извършват в съответствие с инструкции, процедури и графици, представени на регулиращия орган със заявлението за издаване на лицензия за експлоатация.

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

В чл. 19 на ЗБИЯЕ се предвижда в лицензията за експлоатация да бъдат определени изискванията за докладване на инциденти, свързани с безопасността. Редът и условията за докладване са определени в Наредба № 2 за случаите и реда за уведомяване на Комитета за използване на атомната енергия за мирни цели за експлоатационни изменения, събития и аварийни състояния, свързани с ядрената и радиационната безопасност.

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

Съгласно разпоредбите на ЗБИЯЕ лицензиантът е длъжен да разработва план за извеждането на съоръжение от експлоатация, респективно затваряне на съоръжение за погребване. Планът трябва да се актуализира и представя за съгласуване от регулиращия орган през период, не по-голям от 10 години.

Законодателните мерки са в съответствие с изискванията на Единната конвенция. За прилагане на закона се предвижда в двугодишен срок от влизането на ЗБИЯЕ да бъде

разработена наредба, определяща изискванията за безопасност при управление на съоръжения за управление на РАО, включително при експлоатация на съоръженията.

Дейностите по експлоатация на съоръженията за управление на РАО са предмет на периодични оценки и регулиращи инспекции. В необходимите случаи се налагат принудителни мерки за постигане на съответствие с изискванията, нормите и правилата за ядрена безопасност и радиационна защита.

В заключение, Република България е предприела съответните мерки за осигуряване на безопасността при експлоатация на съоръжения за управление на РАО, в съответствие с изискванията на член 16 от Единната конвенция.

### **Член 17. Мерки за ведомствен контрол след затваряне**

*“Член 17. Мерки за ведомствен контрол след затваряне*

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

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

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

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

В действащата Наредба № 7 не са включени изисквания за ведомствен контрол след затваряне на съоръжения за погребване на РАО.

Съгласно разпоредбите на ЗБИЯЕ в двугодишен срок от влизането на закона в сила се предвижда да бъдат определени с наредба на Министерския съвет изискванията за безопасност при управление на РАО, включително за ведомствен контрол след затваряне на съоръженията.

В заключение, Република България е планирала съответните мерки за ведомствен контрол след затваряне на съоръжение за погребване на РАО, в съответствие с изискванията на член 17 от Единната конвенция.

## **Раздел I. Трансграничен превоз**

### **Член 27. Трансграничен превоз**

*“Член 27. Трансграничен превоз*

*I. 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.”

Износът и превозването на ядрен материал и в частност на ОГ подлежат на разрешителен режим. Изискванията за издаване на разрешение за износ и превоз на ОГ са определени с чл. 40 и чл. 41 на ЗБИЯЕ, и в чл.55 и чл. 56 на Наредба № 5 на КИАЕМЦ от 1988 г. за издаване на разрешения за използване на атомната енергия.

Република България има практика само като изпращаща страна на отработено гориво.

Със спогодбата между Правителството на Република България и Правителството на Руската Федерация за сътрудничество в областта на атомната енергетика от 19 май 1995 г. Руската Федерация поема задълженията да доставя свежо ядрено гориво и да приема отработеното гориво от блоковете в АЕЦ “Козлодуй”.

Спогодбата между Правителството на Република Молдова, Правителството на Република България, Правителството на Руската Федерация и Кабинета на Министрите на Украйна за сътрудничество при транспортиране на ядрени материали между Република България и Руската Федерация през територията на Република Молдова и територията на Украйна от 28 ноември 1997 година урежда всички основни въпроси свързани с трансграничния превоз на ядрени материали. Спогодбата е подписана от всички договарящи се страни. Съветът на министрите на Република Молдова прие проект на закон за ратифициране на Спогодбата. Предстои ратифициране на Спогодбата през пролетно-лятната сесия на Парламента на Република Молдова. Определени са компетентните органи по въпросите на:

- реализацията на положенията на Спогодбата и за разглеждане на спорове;

- регулирането и надзора на ядрената безопасност и радиационна защита;
- физическата защита и транспорта.

Транспортирането на отработено гориво се осъществява по жп и воден път на територията на Република България, Република Молдова, Руската Федерация и Украйна. Задължително условие за осъществяване на транспорта е наличието на подписан договор между юридическите лица на Република България и Руската Федерация. Молдовската и Украинската страна осигуряват транзита на транспорта през своите територии. Компетентните органи на страните предварително се информират една друга в писмена форма за набелязаните превози на специални товари не по-късно от 20 дни до началото на превоза.

За осъществяване на трансграничен превоз на отработено гориво Българската страна, която е изпраща страна по смисъла на Единната конвенция, предприема следните мерки:

- подписва се търговски договор между съответните български и руски юридически лица, в който детайлно се уговарят изискванията и задълженията на страните, включително: срока, в който ще се осъществи превоза; количеството отработено гориво, което ще се транспортира; международните документи, които ще се спазват при осъществяването на транспорта; задълженията на изпращащата и приемащата страна за уведомяване на МААЕ за предаване и съответно приемане на отработено гориво; гаранциите, които страните поемат и т.н;

- изисква съответните документи, с които приемащата страна гарантира:

- изправност, комплектност и пълно съответствие на транспортния опаковъчен комплект с изискванията за опаковки тип В(U) за транспорт на дялящи се материали в съответствие с Правилата на МААЕ;
- изправност на специално оборудваните железопътни транспортни средства;

- съгласува с румънските компетентни органи превоза на отработеното гориво по р. Дунав.

В търговските договори е посочено, че ако трансграничният превоз не е или не може да бъде осъществен, поради възникване на форс-мажорни обстоятелства с продължителност над 6 месеца, изпращащата и приемащата страна съгласуват по-нататъшните необходими действия.

В заключение, практиката на Република България по отношение на трансграничния превоз на отработено гориво е в съответствие с изискванията на чл. 27 от Единната конвенция.

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

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

*“Член 28. Използвани закрити източници*

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

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

Съгласно Закона за безопасно използване на ядрената енергия (ЗБИЯЕ), източници на йонизиращи лъчения (ИЙЛ) могат да се използват от физически и юридически лица

само след получаване на разрешение и/или лицензия за безопасното осъществяване на съответната дейност. Предмет на разрешителен режим са следните дейности с ИЙЛ:

- използване на ИЙЛ за стопански, медицински или научни цели, или за осъществяване на контролни функции;
- производство на ИЙЛ;
- работа с ИЙЛ с цел техническо обслужване, монтаж, демонтаж, измервания и др. услуги за лица, които използват или произвеждат ИЙЛ;
- временно съхраняване;
- транзитен превоз;
- внос и износ.

Лицензии и разрешения за дейности с ИЙЛ се издават само при обосноваване на дейността, в съответствие с Наредбата за основни норми за радиационна защита – 2000 и при реализиране на принципа на оптимизация на мерките за радиационна защита. Лицензия за използване на ИЙЛ за медицински цели се издава след служебно съгласуване с министъра на здравеопазването.

В издаваните разрешения или лицензии за дейности със закрити източници се посочват радиологичните характеристики и идентификационните данни за източниците.

При сделка с ИЙЛ лицензиантът е длъжен в 7-дневен срок от сключването на сделката да уведоми председателя на АЯР за вида на сключената сделка, да посочи ИЙЛ и да предостави данни за лицето, с което е сключил сделката.

Доколкото рециклирането може да се разглежда като процес на производство на ИЙЛ, то може да се осъществява съгласно разпоредбите на ЗБИЯЕ, изискващи лицензия за производство на ИЙЛ.

Закритите източници, чието по-нататъшно използване не се предвижда и които се контролират като РАО от регулиращия орган (включително източниците с изтекъл срок за безопасна експлоатация, съгласно производствената документация), са предмет на разрешителен режим като РАО.

Член 17, т. 4 на ЗБИЯЕ не забранява обратния внос на използвани закрити ИЙЛ, произведени в Република България.

В заключение, Република България е предприела съответните мерки за изпълнение на дейностите с използвани закрити източници, в съответствие с изискванията на член 28 от Единната конвенция.

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

С влизането в сила на ЗБИЯЕ произтичат следните бъдещи дейности:

- извършване на промяна в националната инфраструктура за управление на РАО през 2004 г., като се уреди устройството и организацията на дейността на Държавно предприятие “РАО”;
- актуализация на Националната стратегия за безопасно управление на ОГ и РАО до края на 2003 г.;
- разработване на нови нормативни актове, определящи изискванията, нормите и правилата за ядрена безопасност и радиационна защита при изпълнение на дейностите по управление на ОГ и РАО, включително при избор на площадка, проектиране, строителство, въвеждане в експлоатация, експлоатация и извеждане от експлоатация на съоръжения за управление на ОГ и РАО до м. юли 2004 г.



За повишаване на безопасността на ХОГ и за осигуряване безопасното съхраняване на ОГ от 1 и 2 блок на АЕЦ “Козлодуй” след окончателното прекратяване на експлоатацията им е планирано:

- изпълнение на дългосрочна програма за модернизация на ХОГ;
- изграждане на междинно хранилище за “сухо” съхраняване на ОГ на площадката на АЕЦ “Козлодуй”.

Планираните дейности, свързани с безопасността при управление на РАО, произтичат от:

- задълженията на държавата за управление на РАО след тяхното предаване от лицата, които ги генерират;
- необходимост от преработване и съхраняване на отпадъците, които ще бъдат получени при извеждането от експлоатация на 1 и 2 блок на АЕЦ “Козлодуй”;
- отсъствие на съоръжения за преработване на ниско- и средноактивни отпадъци и високоактивни закрити източници в ПХРАО-Нови хан;
- отсъствие на съоръжения за погребване на кондиционирани закрити източници, които не отговарят на критериите за погребване в приповърхностни хранилища.

За решаване на тези проблеми се предвижда:

- избор на площадка за национално съоръжение за погребване на РАО до края на 2008 г.;
- получаване на лицензия за експлоатация на комплекса за преработване, кондициониране и съхраняване на РАО в АЕЦ “Козлодуй” до края на 2003 г.;
- изпълнение на програмата за реконструкция и модернизация на ПХРАО-Нови хан до края на 2007 г.;
- проучване на площадка Габра за разширяване капацитета на ПХРАО-Нови хан до края на 2004 г.

С цел осигуряване на по-ефективна организация на управлението на радиоактивните отпадъци в Република България в ЗБИЯЕ е предвидено създаване на Държавно предприятие “Радиоактивни отпадъци”. Основни функции на ДП“РО” са :

- централизирано управление на радиоактивните отпадъци;
- изграждане, експлоатация, рехабилитация, реконструкция, закриване и институционален контрол на съоръжения за управление на радиоактивни отпадъци;
- извършване на транспорт на предадените радиоактивни отпадъци извън площадката на съответното ядрено съоръжение;
- създаване и поддържане на информационна система и база данни за РАО и съоръжения за управление на РАО.



## **Раздел L: Приложения**

### **Приложение L-1**

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

### **Приложение L-2**

Отчет за отработеното гориво

### **Приложение L-3**

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

### **Приложение L-4**

Отчет на радиоактивните отпадъци

### **Приложение L-5**

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

### **Приложение L-6**

Преглед на безопасността на съоръжения за управление на РАО

### **Приложение L-7**

Мерки за повишаване на безопасността на съоръжения за управление на радиоактивни отпадъци

### **Приложение L-8**

Списък на доклади от международни мисии и проекти, свързани с безопасността на съоръжения за съхраняване на отработено гориво и на съоръжения за съхраняване на радиоактивни отпадъци

### **Приложение L-9**

Организационно-управленска структура на АЯР

### **Приложение L-10**

Човешки и финансови ресурси

### **Приложение L-11**

Радиационна защита

### **Приложение L-12**

Предприети мерки за извеждане от експлоатация на 1 и 2 блок на АЕЦ "Козлодуй"

### **Приложение L-13**

Списък на извършените анализи, реализираните проекти и планираните дейности, свързани с безопасността на ХОГ

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

<b>ОПЕРАТОР</b>	<b>СЪОРЪЖЕНИЕ</b>	<b>МЕСТОПОЛОЖЕНИЕ</b>
АЕЦ "КОЗЛОДУЙ"	Хранилище за отработено гориво (ХОГ)	3,5 km югоизточно от гр. Козлодуй, площадка на АЕЦ
	Басейн за отлежаване на касетите 1 (БОК-1)	Непосредствено до реактора на 1 блок (ВВЕР-440)
	Басейн за отлежаване на касетите 2 (БОК-2)	Непосредствено до реактора на 2 блок (ВВЕР-440)
	Басейн за отлежаване на касетите 3 (БОК-3)	Непосредствено до реактора на 3 блок (ВВЕР-440)
	Басейн за отлежаване на касетите 4 (БОК-4)	Непосредствено до реактора на 4 блок (ВВЕР-440)
	Басейн за отлежаване на касетите 5 (БОК-5)	Непосредствено до реактора на 5 блок (ВВЕР-1000)
	Басейн за отлежаване на касетите 6 (БОК-6)	Непосредствено до реактора на 6 блок (ВВЕР-1000)
ИЯИЯЕ	Шахтохранилище	Гр. София, площадка на ИЯИЯЕ, непосредствено до ИРТ-2000

## **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 касетите; параметрите на химическия състав на водата и нейната активност (пределното ниво на радиоактивно замърсяване е  $1,11 \cdot 10^5$  Bq/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 погълтател. Оценката за подкритичност не отчита изгарянето на горивото;

- транспортирането на горивните касети от басейните за отлежаване на реакторите (след минимум 3 години отлежаване за касети от ВВЕР-440 и след минимум 5 години отлежаване

за касети от ВВЕР-1000) до ХОГ става с транспортен контейнер в транспортна кошница; по време на операциите за зареждане и транспортиране на контейнера персоналят действа по специално разработени инструкции; горивните касети се съхраняват вертикално, така както те са се намирали 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 са проведени "ускорени корозионни изпитания" по специално разработена методика, позволяваща моделиране на въздействието на агресивната (водна) среда при срок на съхраняване 30 години. Комплексните неразрушаващи и разрушаващи изследвания на горивните пръти и на другите конструкционни елементи на една типова касета с отработено гориво от ВВЕР-440 след продължително съхраняване под вода; изследванията с изкуствено насищане с водород и определянето на механичните свойства на метала на обвивките на горивните пръти; ускорените корозионни изпитания и анализа на резултатите от други изследвания, потвърждават удовлетворителното състояние на обвивките след 30-годишно съхраняване във водна среда, при условие, че се спазва определения водо-химичен режим.

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

## **I.2 БОК-1,2,3,4**

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

ОГ се съхранява на стелажи. Вместимостта на БОК-1,2,3 и 4 е съответно 704, 727, 728 и 726 касети.

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

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

### **I.3 БОК-5 и 6**

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

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

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

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

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

## **II. Шахтохранилище в изследователския ядрен реактор ИРТ-2000.**

Ядрената научно експериментална база към Института за ядрени изследвания и ядрена енергетика при Българска академия на науките разполага с хранилище за съхраняване на отработено ядрено гориво във водна среда, изградено в биологическата защита на басейна на реактора, наричано шахтохранилище. Достъпът до него се осъществява от реакторната площадка.

Шахтохранилището е с формата на паралелепипед с размери на основата 1910 mm x 1010 mm. Дъното на шахтохранилището се намира на кота +2.13, а капака с дебелина 400 mm, изработен от стомана, на кота +7.94. Биологичната защита около шахтохранилището е изградена от тежък бетон и е с дебелина: 1755 mm от западната страна; 1935 mm от източната и 1850 mm от северната. На юг от хранилището е разположен басейна на реактора, отделен с тежък бетон с дебелина 1900 mm. Стените са облицовани с алуминиеви листове, а на дъното има изградена дистанционираща решетка със стъпка 190x170 mm, също от алуминий, в която са оформени гнезда за горивните касети. Касетите се съхраняват във вертикално положение на две нива. Гнездата са 54 на брой, което позволява съхраняването на до 108 броя горивни касети.

Водата в басейна на шахтохранилището е дестилирана. Остатъчното топлоотделяне се отдава на стените на шахтохранилището посредством естествена циркулация на дестилата. Водата в шахтохранилището се филтрира с помощта на циркулационна помпа и механичен филтър, разположени на реакторната площадка.

Нивото на водата в шахтохранилището се следи автоматично. При понижаването му до определени граници сработва аварийна звукова и светлинна сигнализация. В извън работно време се подава сигнал на поста осигуряващ физическата защита на обекта, който уведомява аварийната група за предприемане на съответните действия.

Манипулациите с горивните касети се осъществяват със специални приспособления.

## ОТЧЕТ ЗА ОТРАБОТЕНОТО ГОРИВО

### I. АЕЦ "Козлодуй"

Натрупаното отработено ядрено гориво на площадката на АЕЦ "Козлодуй", съхранявано в БОК и в ХОГ, към 01.01.2003 съставлява 996,7 тона тежък метал /ТМ/. Това количество е разпределено в 5146 отработени касети от ВВЕР-440 и 890 отработени касети от ВВЕР-1000, или общо 6036 касети.

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	2	237	<b>3764</b>	<b>432782</b>
ВВЕР-440	124	2,4	87	10160		
ВВЕР-440	136	3,6	3139	362383		
ВВЕР-440	216	1,6	7	782		
ВВЕР-440	224	2,4	471	52794		
ВВЕР-440	236	3,6	58	6426		
ВВЕР-1000	А	2,0	85	36203	<b>168</b>	<b>71217</b>
ВВЕР-1000	В	3,0	33	13940		
ВВЕР-1000	Г	3,3	45	18970		
ВВЕР-1000	ГВ	3,3+3,0	5	2104		
ВВЕР-1000	ЕД	4,4+3,6	0	0		
ВВЕР-1000	Е	4,4	0	0		
<b>ОБЩО</b>					<b>3932</b>	<b>503999</b>



Тип на реактора	Тип на касета	Начално обогатяване по $^{235}\text{U}$ [%]	БОК-1		БОК-2		БОК-3		БОК-4		ОБЩО	
			Брой касети	Маса на тежък метал [kg]	Брой касети	Маса на тежък метал [kg]	Брой касети	Маса на тежък метал [kg]	Брой касети	Маса на тежък метал [kg]	Брой касети	Маса на тежък метал [kg]
ВВЕР-440	116	1,6	1	118	0	0	6	708	0	0	7	826
ВВЕР-440	124	2,4	5	583	7	819	5	583	7	811	24	2796
ВВЕР-440	136	3,6	278	32173	311	36022	327	37769	276	31907	1192	137871
ВВЕР-440	216	1,6	2	226	0	0	0	0	1	112	3	338
ВВЕР-440	224	2,4	39	4363	27	3018	2	221	14	1560	82	9126
ВВЕР-440	236	3,6	0	0	12	1324	36	4008	26	2871	74	8203
<b>ОБЩО</b>			<b>325</b>	<b>37463</b>	<b>357</b>	<b>41183</b>	<b>376</b>	<b>43289</b>	<b>324</b>	<b>37261</b>	<b>1382</b>	<b>159196</b>

Тип на реактора	Тип на касета	Начално обогатяване по $^{235}\text{U}$ [%]	БОК-5		БОК-6		ОБЩО	
			Брой касети	Маса на тежък метал [kg]	Брой касети	Маса на тежък метал [kg]	Брой касети	Маса на тежък метал [kg]
ВВЕР-1000	А	2,0	9	3835	6	2550	15	6385
ВВЕР-1000	В	3,0	3	1263	10	4216	13	5479
ВВЕР-1000	Г	3,3	256	107249	275	115655	531	222904
ВВЕР-1000	ГВ	3,3+3,0	25	10497	24	10093	49	20590
ВВЕР-1000	ЕД	4,4+3,6	62	23807	3	1176	65	24983
ВВЕР-1000	Е	4,4	47	18041	2	779	49	18820
<b>ОБЩО</b>			<b>402</b>	<b>164692</b>	<b>320</b>	<b>134469</b>	<b>722</b>	<b>299161</b>

## ОБЩО ЗА АЕЦ ”КОЗЛОДУЙ”

Тип на реактора	Брой касети	Маса на тежък метал [kg]	Оценена активност [Bq]
ВВЕР-440	5 146	591 978	$9 \cdot 10^{18}$
ВВЕР-1000	890	370 378	$7 \cdot 10^{18}$
ОБЩО	6 036	962 356	$16 \cdot 10^{18}$

### 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, чождова тръба, глава и опашка.

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

##### 1.2 Регулираща касета (АРК)

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

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

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

#### 2. Касета за реактор ВВЕР-1000.

Касетата е неразглобяема конструкция и се състои от сноп от 312 бр. топлоотделящи елементи, дистанциониращи решетки, опорна решетка, канал (тръби и накрайник), амортизатор, глава и опашка.

Формата на касетата е шестоъгълна с размер под ключ 234 mm. Общата дължина на касетата е 4570 mm. Касетата съдържа общо около 430 kg тежък метал.

Касетите се произвеждат с обогатяване 1,6%, 2,0%, 3,0%, 3,3%, 3,3+3%, 3,6%, 4,4% и 4,4+3,6% и се обозначават с код Н, А, В, Г, ГВ, Д, Е и ЕД съответно.

## II. Шахтохранилище в ИРТ-2000

### Общи характеристики на съхраняваното ОГ

Тип гориво	Брой касети	Брой ТОЕ	Оценена активност [Bq]	Остатъчно топлоотделяне [W]	Маса $^{235}\text{U}$ [g]	Маса $^{235}\text{U}$ [g]	Маса на касетите [kg]
ЕК-10	58	908	$1,126 \cdot 10^{14}$	55.44	69328.70	5445.16	195.330
С-36	16	240	$0,136 \cdot 10^{14}$	23.67	6041.95	2099.20	45.753
<b>Общо</b>	<b>74</b>	<b>1148</b>	<b><math>1,262 \cdot 10^{14}</math></b>	<b>79.11</b>	<b>75370.65</b>	<b>7544.36</b>	<b>241.083</b>

### Описание на касетите за реактор ИРТ-2000

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

Горивото е два типа:

- ЕК-10, с 10 % първоначално обогатяване по  $^{235}\text{U}$ , представлява  $\text{UO}_2$  в матрица от Mg;
- С-36 с 36% първоначално обогатяване по  $^{235}\text{U}$ , металически U в матрица от Al.

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

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

Доставка на гориво е извършвана три пъти:

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

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

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

### **1. Съоръженията за управление на РАО на площадката на "АЕЦ Козлодуй" ЕАД**

#### **1.1. Списък на съоръженията**

- 1.1.1. Съоръжения за временно съхраняване на РАО в Спецкорпус-1;
- 1.1.2. Съоръжения за временно съхраняване на РАО в Спецкорпус-2;
- 1.1.3. Съоръжения за временно съхраняване на РАО в Спецкорпус-3;
- 1.1.4. Съоръжение за временно съхраняване на РАО в централна зала-1;
- 1.1.5. Съоръжение за временно съхраняване на РАО в централна зала-2;
- 1.1.6. Траншейно хранилище за временно съхраняване на твърди РАО;
- 1.1.7. Склад за временно съхраняване на преработени твърди РАО;
- 1.1.8. Площадка за временно съхраняване на твърди РАО в стоманобетонни контейнери;
- 1.1.9. Площадка за временно съхраняване на твърди РАО голямотонажни контейнери;
- 1.1.10. Цех за преработване на РАО;
- 1.1.11. Склад за съхраняване на кондиционирани РАО.

#### **1.2. Общо описание на площадката**

##### **1.2.1. Разположение и хидрогеоложки характеристики**

Площадката на АЕЦ "Козлодуй" се намира на 3,5 km югоизточно от гр. Козлодуй и на 3 km от границата с Румъния - река Дунав.

От север площадката е ограничена от низината на р. Дунав (абс. кота 20 m над морското равнище), а от юг - от склона на водоразделното плато (абс. кота 90 m над морското равнище). Площадката е незаливаема, с абсолютна кота + 35 m. Релефът в зоната представлява хълмиста равнина с абсолютна височина 100-200 m. Дунавският бряг в района на Оряхово и западно от Козлодуй е по-висок и достига 100-110 m, а най-ниското крайречно място е Козлодуйската низина с надморска височина 25-30 m.

В геоложко отношение площадката е съставена от плиоценски и четвъртични отложения. Горният слой с мощност 14-15 m е съставен от лъос и лъосовидна глина, като повърхностният слой с мощност около 7 m представлява просадъчен лъос, а на дълбочина

18-20 m започват плиоценски отложения (мергелни плътни глини и пясъци). На дълбочина около 35 m започва слой пясък с мощност около 10 m. Общата мощност на плиоценските отложения е около 100 m.

Подпочвените води са свързани с водоносните алувиални чакълесто-пясъчни отложения и плиоценските пясъци. Нивото на подпочвените води е на абс. кота +29.0 m с направление на тяхното движение на югозапад и на североизток. Подпочвените води не са агресивни по отношение на бетоните.

##### **1.2.2. Сеизмични характеристики**

Районът на площадката е разположен изцяло върху Мизийската платформа. Определено е максимално разчетно земетресение (SL2) от 8 степен и проектно земетресение (SL1) от 7 степен по скалата MSK-64. При преминаването на земетресение не се очакват остатъчни деформации на почвата и други вторични явления.

### 1.2.3. Метеорологични данни

Климатът е умерено-континентален със студена зима и горещо лято и обхваща северния климатичен район на Дунавската равнина. Откритостта на зоната от север и североизток благоприятства за нахлуването на студени въздушни маси, особено през зимата. Измерената максимална температура е +43,2°C (август). Измерената минимална температура е -26,6°C (януари). Средногодишната температура на въздуха е 11,5°C. Най-силни ветрове се наблюдават пролетно време - до 25 m/s.

### 1.2.4 Демографски данни

Плътността на населението е неравномерна. Най-гъсто населени са районите около гр. Оряхово (100-120 чов/km<sup>2</sup>), гр. Козлодуй (80-100 чов/km<sup>2</sup>) и гр. Мизия (20-30 чов/km<sup>2</sup>).

## 1.3. Основно предназначение и съществени характеристики на съоръженията за управление на РАО

### 1.3.1. Съоръжения за временно съхраняване на РАО в спецкорпус-1

Съоръженията са предназначени за временно съхраняване на твърди РАО I и II категория, ниско- и средноактивни течни концентрати, отработилите сорбенти от експлоатацията на ядрените реактори. Разположени са в сграда със стоманобетонна конструкция, обособена част от Спецкорпус-1 (СК-1), обслужващ блокове 1 и 2.

Хранилищата за твърди РАО са 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 полезен 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 полезен обем 470 m<sup>3</sup>. Снабдени са със система за контрол на нивото. Работни условия – температура до 100 °C, атмосферно налягане. Транспортирането на радиоактивната среда се осъществява с монтежу. Смукателната вентилационна система от помещенията на резервоарите осигурява и газоочистване.

Отработилите високоактивни 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 9,0 m и височина 6,5 m и полезен обем по 350 m<sup>3</sup>. Снабдени са със система за контрол на нивото. Работни условия – температура до 100°C, атмосферно налягане. Хидротранспортирането на радиоактивната среда се осъществява с монтежу. Смукателната вентилационна система от помещенията на резервоарите осигурява и газоочистване.

Хранилищата за отработили нискоактивни сорбенти са две на брой, облицовани с метална обшивка, с размери 5,0x4,6x8,2 m и полезен 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.

### 1.3.2. Съоръжения за временно съхраняване на РАО в Спецкорпус-2

Съоръженията са предназначени за временно съхраняване на твърди РАО I и II категория, ниско- и средноактивни течни концентрати, отработилите сорбенти от експлоатацията на ядрените реактори. Разположени са в сграда със стоманобетонна конструкция, обособена част от Спецкорпус-2 (СК-2), обслужващ блокове 3 и 4.

Характеристиките на хранилищата са същите както в СК-1.

### 1.3.3. Съоръжения за временно съхраняване на РАО в спецкорпус-3

Съоръженията са предназначени за временно съхраняване на твърди РАО I и II категория, твърди РАО III категория, ниско- и средноактивни течни концентрати, отработилите сорбенти от експлоатацията на ядрените реактори. Разположени са в сграда със стоманобетонна конструкция, обособена част от Спецкорпус-3 (СК-3), обслужващ блокове 5 и 6.

Хранилищата за твърди РАО I и II категория са 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 2486 m<sup>3</sup>. Работни условия – стайна температура, атмосферно налягане. Снабдени са със системи за автоматично пожароизвестяване и пожарогасене.

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

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

Отработилите сорбенти се съхраняват в резервоари от неръждаема стомана, всеки от които е разположен в отделно помещение, облицовано с метална обшивка. Резервоарите са два на брой, с диаметър 4,5 m, височина 6,3 m и полезен обем по 100 m<sup>3</sup>. Снабдени са със системи за контрол на нивото и температурата, за хидротранспортиране на радиоактивната среда и за пожарогасене. Работни условия – температура до 40°C, атмосферно налягане. Срукателната вентилационна система от помещенията на резервоарите осигурява и газоочистване.

#### **1.3.4. Съоръжение за временно съхраняване на РАО в централна зала-1**

Съоръжението е предназначено за временно съхраняване на твърди РАО III категория от експлоатацията на ядрените реактори. Разположено е в централната (реакторна) зала (ЦЗ-1) в блокове 1 и 2.

Хранилището представлява монолитна стоманобетонна конструкция, в която са вбетонирани 400 бр. стоманени тръби. Тръбите имат диаметър 0,18 m и височина 8 m всяка и са покрити с горен люк. Общият полезен обем е 81,6 m<sup>3</sup>. Работни условия – стайна температура, атмосферно налягане.

#### **1.3.5. Съоръжение за временно съхраняване на РАО в централна зала-2**

Съоръжението е предназначено за временно съхраняване на твърди РАО III категория от експлоатацията на ядрените реактори. Разположено е в централната (реакторна) зала (ЦЗ-2) в блокове 3 и 4.

Характеристиките на съоръжението са същите както за ЦЗ-1.

#### **1.3.6. Траншейно хранилище за временно съхраняване на твърди РАО**

Хранилището е предназначено за временно съхраняване на твърди РАО I и II категория от 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.

#### **1.3.7. Склад за временно съхраняване на преработени твърди РАО**

Складът е предназначен за временно съхраняване на преработени твърди РАО I и II категория от всички ядрени съоръжения на площадката на АЕЦ "Козлодуй" и представлява сграда със стоманобетонна панелна конструкция и приеман транспортен коридор. Преработените твърди РАО се съхраняват в метални палети, подредени на три реда във височина. Полезният обем на склада е 1130 m<sup>3</sup>. Работни условия – стайна температура, атмосферно налягане.

#### **1.3.8. Площадка за временно съхраняване на твърди РАО в стоманобетонни контейнери**

На площадката временно се съхраняват преработени твърди РАО I и II категория, опаковани в стоманобетонни контейнера. Обслужва всички ядрени съоръжения на АЕЦ "Козлодуй". Площадката е с капацитет за разполагане на 130 броя стоманобетонни контейнера.

Стоманобетонният контейнер е предназначен за транспортиране и съхраняване на твърди РАО I и II категория, и 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.

### **1.3.9. Площадка за временно съхраняване на твърди РАО в голямотонажни контейнери.**

На площадката временно се съхраняват опаковани нискоактивни твърди РАО I категория. Обслужва всички ядрени съоръжения на АЕЦ "Козлодуй". Площадката е с капацитет за разполагане на 14 броя голямотонажни контейнера.

Голямотонажният контейнер със странична врата е с външни размери 5,8x2,2x2,4 m и полезен обем 30 m<sup>3</sup>. Работни условия – температура на външната среда, атмосферно налягане.

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

Цехът е отделно съоръжение, предназначено за извършване на дейностите по предварително преработване, преработване и кондициониране на РАО от АЕЦ "Козлодуй".

В ЦПРАО са обособени две технологични линии:

Линията "Твърди РАО" е предназначена за сортиране и преработване чрез пресоване на твърдите РАО с цел намаляване обема им и подготовка за последващо кондициониране.

Линията "Течни РАО" е предназначена за преработване и кондициониране на течните РАО и опаковане на РАО. Проектирането и доставката на оборудване за преработване на течни РАО са извършени от фирма "Уестингхауз".

Технологията за кондициониране на твърдите и течните РАО е по метода на циментирането.

Кондиционирането на твърдите РАО I и II категория се реализира диференцирано в зависимост от радионуклидните им характеристики по следните способы:

- съвместно кондициониране с течните РАО посредством включване на преработените чрез пресоване в 200 l варели и последващо суперпресоване на варелите твърди РАО в циментно-радиоактивна матрица;

- включване на преработените чрез пресоване в 200 l варели и последващо суперпресоване на варелите твърди РАО в циментна нерадиоактивна матрица;

- опаковане на преработените чрез пресоване в 200 l варели и последващо суперпресоване на варелите твърди РАО, без имобилизирането им в матрица.

Използваната опаковка, лицензирана от регулиращия орган за транспортиране и съхранение на кондиционираните РАО, е стоманобетонен контейнер.

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

### **1.3.11. Склад за съхраняване на кондиционирани РАО.**

Складът е предназначен за съхраняване (до погребването им) на кондиционираните РАО от АЕЦ "Козлодуй". Представлява надземно стоманобетонно съоръжение, осигуряващо необходимите инженерни бариери между съхраняваните РАО и околната среда и персонала. Изградено е в близост до ЦПРАО.

Капацитетът му е 1920 броя стоманобетонни контейнери с кондиционирани РАО (по 960 броя в две полета, 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. Съоръжения за управление на РАО на площадката на Постоянно хранилище за РАО – Нови хан**

### **2.1. Списък на съоръженията**

- 2.1.1. Хранилище за твърди РАО;
- 2.1.2. Хранилище за биологични РАО;
- 2.1.3. Хранилище за отработени източници;
- 2.1.4. Инженерна траншея за твърди РАО;
- 2.1.5. Хранилище за течни РАО;
- 2.1.6. Съоръжения за временно съхраняване на РАО;
- 2.1.7. Съоръжение за обработка на РАО.

### **2.2. Общо описание на площадката**

#### **2.2.1. Местоположение**

Постоянното хранилище за РАО е разположено на 35 km югоизточно от София и 6.5 km от село Нови хан в Лозенската планина, която е дял от най-западната част на Ихтиманска Средна гора. Хранилището е локализирано в средната ѝ част на около 3 km североизточно от най-високия ѝ връх Попов дял в местността Чуките.

Площадката е на около 920 m надморска височина, в началото на северния склон, непосредствено под билото на планината. Наклонът на склона е 13-16% в посока север-североизток. Релефът е оформен главно под влиянието на плоскостната денудация и линейната ерозия по доловете, притоци на р. Търновска. В близост до площадката два дола с непостоянен воден отток дренират плитките подпочвени и повърхностните води, чието движение е надолу по склона, разположен непосредствено под площадката. Отточният максимум е през пролетта, обусловен от интензивното снеготопене и дъждовете. През август-септември водите рязко намаляват (под 0,03 l/s), а източния дол дори пресъхва.

#### **2.2.2. Метеорологични условия**

Преобладаващата посока на ветровете през цялата година е север - северозапад, само през есента, от септември до ноември, преобладават югоизточни и източни ветрове.

Средногодишната сума на валежите е близка до средната за страната и е 650 mm.

Средногодишната температура на въздуха е 8 °С. Най-ниски месечни температури се наблюдават през януари и февруари, а най-високи - през юли (средномесечни температури 3,9 и 18,1 °С, съответно).

Средногодишна относителна влажност на въздуха е 78%. Периодът, през който може да се задържи снежната покривка във високите части на Лозенската планина е между 120 и 130 дни в годината.

Информацията за географските условия в региона не свидетелства за опасни атмосферни явления. Не съществува опасност от наводняване на площадката.

#### **2.2.3. Почви и растителност**

Преобладаващо разпространение в района имат канелените и кафявите горски почви. Растителността е горска, мезофитна, основно от дъб, габър и по-малко бук, с възраст 30 - 35 години.

#### **2.2.4. Описание на геоложката среда**

Районът на Лозенската планина между Нови Хан и Габра, където е разположено ПХРАО, е добре изучен в геоложко отношение. Изграден е от скалите на стария палеозой (диабаз-филитоидната формация и свитата на ордовишките филити), седиментите на младия палеозой (горния карбон-стефана и перма), теригенните отложения на долния



триас, седиментите на неогена, кватернерните наслаги и няколко магмени тела от гранитоиди, сиенити и лампрофирни дайки.

Площадката на ПХРАО е разположена изцяло върху еднороден по състав скален масив от ордовишки глинести филити. Горният слой (на дълбочина от 4,5 до 5,5 m от повърхността) представлява изветрял филит (елувий) с мощност от 3,0 до 4,5 m, който преминава в дълбочина в свежи тънкослойни кварц-серицитови филити. В целият участък до дълбочина 800 m филитите са силно напукани и натрошени, вследствие на тектонските процеси.

Скалният масив се характеризира с добра носеща способност – над 0,3 МРа.

### **2.2.5. Хидрогеоложка характеристика**

Скалният строеж на геоложките структури и дълбокото врязване на овражната и долинни системи в планинския релеф обуславя оскъдност на подземните води в източната част на Лозенската планина. Тук не са разпространени високо проницаеми карбонатни мезозойски комплекси, които в западните дялове на планината подхранват най-големите извори. В почти всички геоложки формации отсъстват непрекъснати водоносни хоризонти и водоносността им е незначителна. Плитките инфилтрационни подземни води са слабо минерализирани и с малка твърдост и се подхранват единствено от валежите. Водите се дренират при пресичането на шистозността, тектонските разломи и пукнатини, и ерозионните форми на речно-овражната система (какви са доловете по северния склон на планината). Повърхностният отток е непостоянен и зависи от валежите - през сухите периоди пресъхва.

В района на хранилището са разположени два извора, дрениращи филитоидната задруга – извор Кръстеви кладенци с непостоянен дебит (разстояние до хранилището 280 m) и Мурата с дебит 0,2 l/s на разстояние около 680 m. Последният е каптиран за нуждите на ПХРАО. Водите са хидрокарбонатно-сулфатно-натриево-калциев тип с обща минерализация 0,08 g/l и леко кисели (рН 5,6).

Ордовишките филити са слабоводоности с ниски филтрационни свойства. В района на хранилището е формиран слабоводообилен водоносен хоризонт на дълбочина от 10 до 24 m под повърхността с коефициент на филтрация 0,017 m/d. Подземният поток е ориентиран в две посоки – на север и на юг. Водоразделът съвпада с топографския и минава южно от площадката на ПХРАО на разстояние от 100 до 150 m от южната граница. Напорният градиент е сравнително висок, което се обуславя от стръмния релеф и от невисоките филтрационни свойства на пласта. На север градиентът варира от 0,07 до 0,15, а на юг - от 0,13 до 0,18. Средната проводимост на пласта е 0,3 m<sup>2</sup>/d. Дренирането на водоносния хоризонт на север се извършва постепенно в понижените части на релефа, следвайки наклона на северния склон на Лозенската планина. На юг потокът е насочен към долината на р. Габра.

### **2.2.6. Сеизмична и тектонска активност**

Районът се характеризира с проява на активна тектонска и неотектонска дейност, която продължава и до наши дни с минимална скорост. Затова скалите в района са силно деформирани, разломени и напукани. Според картата на съвременните вертикални движения масивът на Лозенската планина се издига с постоянна скорост от 1 до 2 mm/a.

В близката зона на ПХРАО (радиус 1 km) са установени две системи разломи, които са доказано неактивни – тяхното развитие и активност са приключили в домиоценско време.

В сеизмично отношение районът на площадката се характеризира с интензивност IX степен по скалата на MSK-64. Според микросеизмичната изследване в района на хранилището няма условия за концентрация на тектонски напрежения, които могат да доведат до възникване на силни земетресения.

Площадката не е застрашена от геодинамични явления като свличане и дълбочинна ерозия, които застрашават сигурността на хранилището.

### 2.3. Основно предназначение и съществени характеристики на Постоянно хранилище за радиоактивни отпадъци

**Предназначение:** Дълговременно съхраняване на РАО, генерирани при използването на ИЙЛ в промишлеността, медицината, научните изследвания и образованието.

Обектът заема площ от около 42 500 m<sup>2</sup>. Площта е разделена на две зони - “зона с контролиран достъп” и “защитена зона”, разделени с ограда. В защитената зона са разположени хранилищата за дълговременно съхраняване на РАО, съоръженията за временно съхраняване, сградата, в която се извършва входящ контрол и идентификация на РАО, сортиране, преупаковане, подготовка на РАО за временно съхраняване, дезактивация. В зоната с контролиран достъп е разположена административна сграда, обслужващи работилници, сграда за радиационен контрол и мониторинг, КПП и физическа охрана.

Радиационно-защитната зона е с радиус 1 km, а наблюдаваната зона е с радиус 5 km.

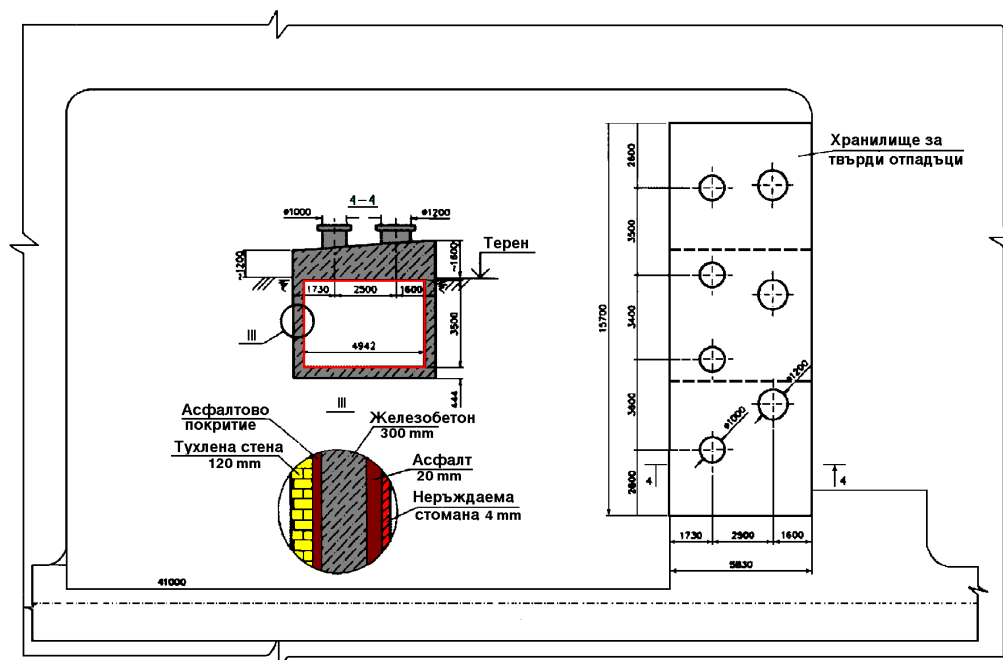
Постоянното хранилище се състои от съоръжения за дълговременно съхраняване на РАО и надземни съоръжения за временно съхраняване:

#### 2.3.1. Хранилище за твърди РАО.

Въвеждане в експлоатация – октомври 1964 г.

Предназначение – дълговременно съхраняване на некондиционирани твърди ниско- и средноактивни краткоживеещи отпадъци (лабораторни отпадъци, замърсено оборудване, конструкционни материали) .

Общият обем на съоръжението е 237 m<sup>3</sup>, от които 120 m<sup>3</sup> са запълнени с некондиционирани твърди отпадъци. Състои се от три клетки, всяка с размери 5x4.5x3.5 m и обем 79 m<sup>3</sup>. Хранилището преставлява вкопано в земята железобетонно многобариерно съоръжение (Фигура 1) с дължина 15,7 m, ширина 5,83 m, височина на надземната част (покривна конструкция) 1,2/1,6 m.



Фигура 1. Схема на хранилище за твърди РАО

Съоръжението е изградено от железобетон с дебелина 300 mm, хидроизолиран от вътрешната и външна страна с 20 mm битумна изолация, облицован от вътрешната страна с 4 mm листа от неръждаема стомана. Външните стени са допълнително укрепени с поддържащи тухлени стени 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 те се заливат с бетон.

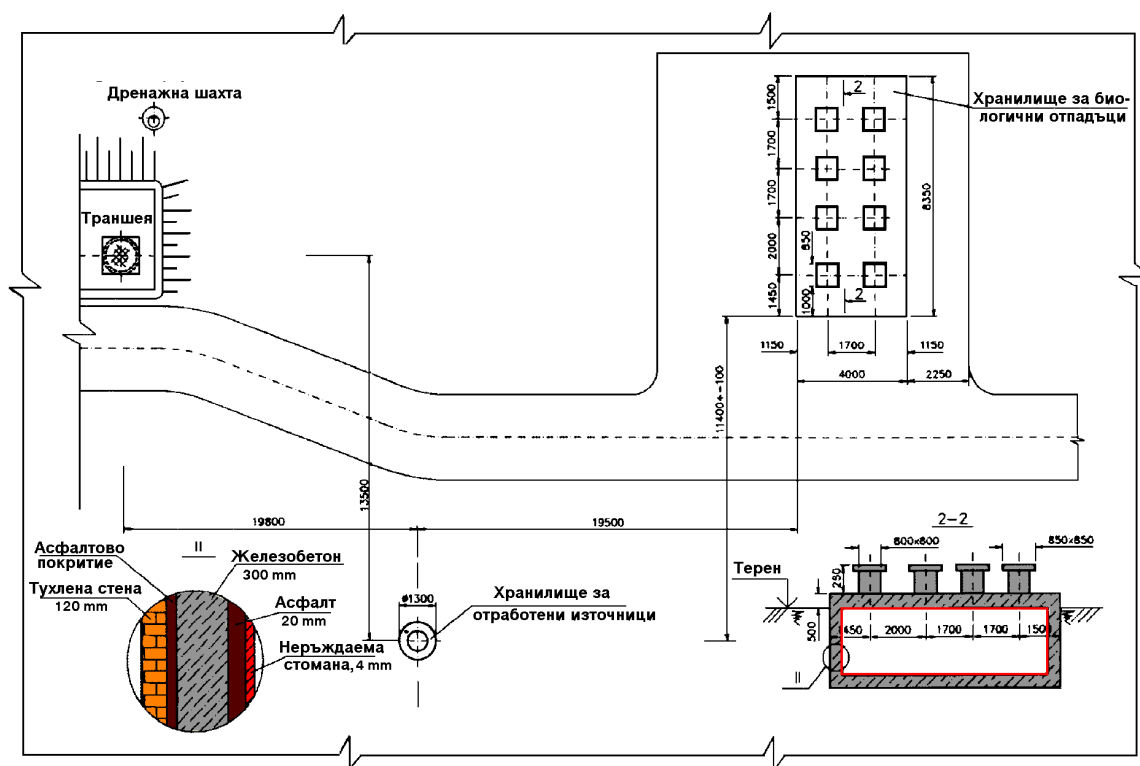
### 2.3.2. Хранилище за биологични РАО

Въвеждане в експлоатация – октомври 1964 г.

Предназначение – дълговременно съхраняване на кондиционирани ниско- и средноактивни краткоживеещи биологични отпадъци (трупове на животни, биологичен материал, третиран с 5% разтвор на лизол или 10% разтвор на формалин и кондиционирани в гипс в пластмасови опаковки).

Общият обем на съоръжението е  $80 \text{ m}^3$ , от които около  $30 \text{ m}^3$  са запълнени с кондиционирани твърди биологични отпадъци.

Хранилището представлява вкопано в земята железобетонно многобариерно съоръжение (Фигура 2) с дължина 8,35 m, ширина 4,00 m, дълбочина 2,5 m и височина на надземната част (покривна конструкция) 0,5 m.



Фигура 2. Схема на хранилище за биологични отпадъци

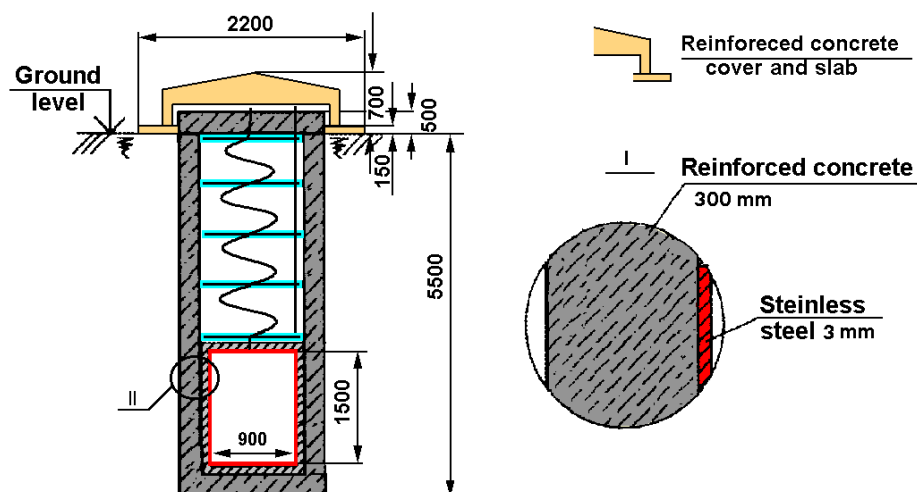
Съоръжението е изградено от железобетон с дебелина 300 mm, хидроизолиран от вътрешната и външна страна с 20 mm битумна изолация, облицован от вътрешната страна с 4 mm листа от неръждаема стомана. Външните стени са допълнително укрепени с поддържащи тухлени стени с дебелина 120 mm. Запълването на хранилището се извършва от повърхността през 8 броя люкове с размери 80x80 cm. По проект след запълване на клетките те се заливат с бетон.

### 2.3.3. Хранилище за отработени източници

Въвеждане в експлоатация – октомври 1964 г.

Предназначение – дълговременно съхраняване на некондиционирани ниско- и средноактивни отработени източници.

Общият обем на съоръжението е  $1 \text{ m}^3$ , от които около  $0,65 \text{ m}^3$  са запълнени с некондиционирани отработени източници



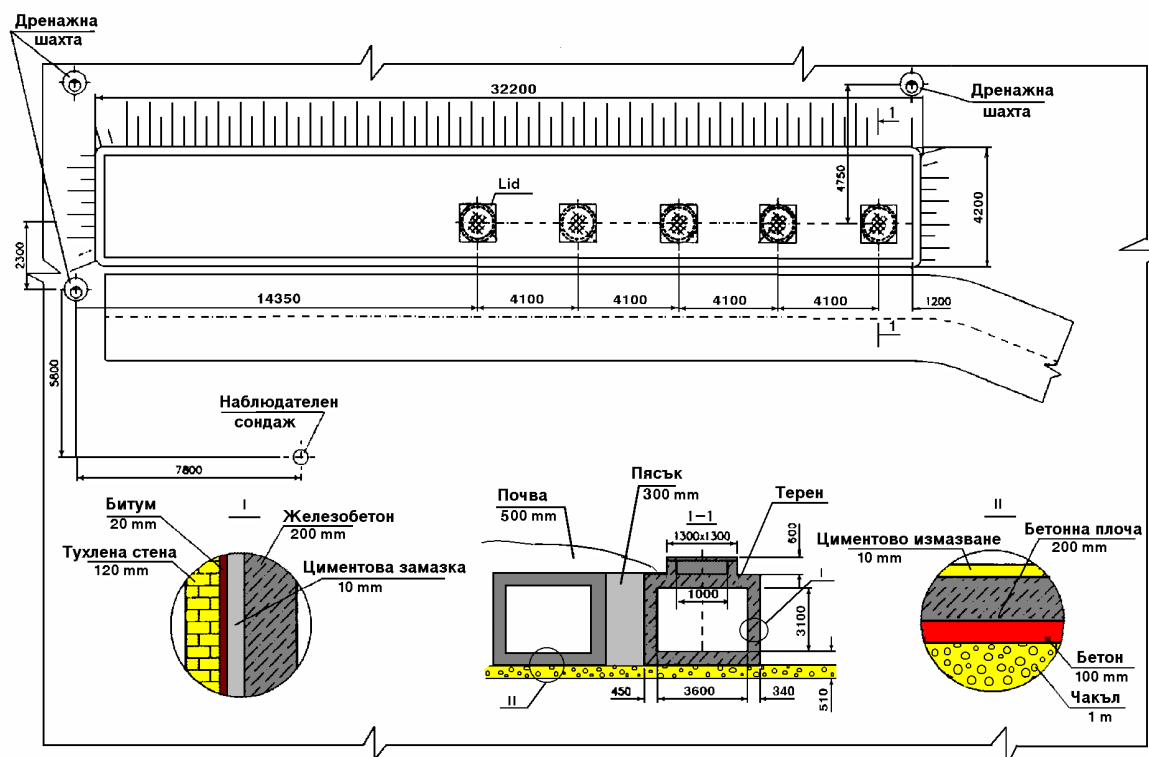
Фигура 3. Схема на хранилище за отработени източници

Представява вкопано в земята на дълбочина 5,5 m железобетонно съоръжение, облицовано с неръждаема стомана 1X18Н9Т с дебелина 3 mm. Източниците постъпват през серпентина от неръждаема стомана  $\phi 5$  mm. Защитата от йонизиращите лъчения се осъществява от тежкия бетон и 5 оловни плочи, всеки 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

Въвеждане в експлоатация – 1984 г.

Предназначение – дълговременно съхраняване на некондиционирани ниско- и средноактивни краткоживеещи твърди радиоактивни отпадъци (лабораторни отпадъци, замърсено оборудване, конструкционни материали).



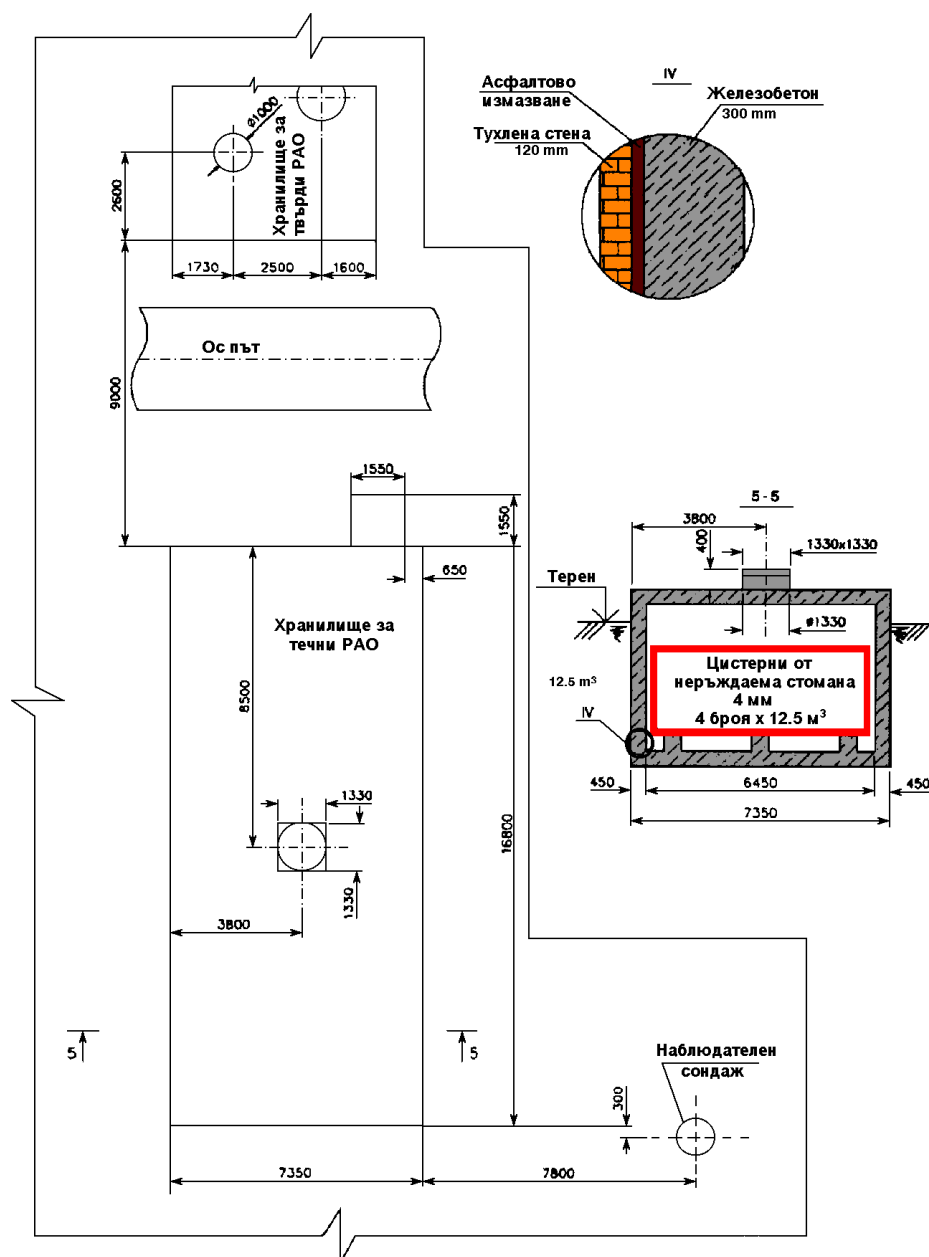
Фигура 4. Инженерна траншея за дълговременно съхраняване на твърди РАО

Общият обем на съоръжението е  $200 \text{ m}^3$ , от които около  $100 \text{ m}^3$  са запълнени с некондиционирани твърди отпадъци. Състои се от 8 отделни клетки. Траншеята представлява напълно вкопано в земята железобетонно съоръжение. Изградена е от готови железобетонни елементи с дебелина  $300 \text{ mm}$ , облицовани с тухлена стена. Траншеята е хидроизолирана с асфалтова хидроизолация и е снабдена с дренажна система. Външните размери са: дължина  $29 \text{ m}$  и ширина  $4,1 \text{ m}$ . Запълването на клетките става от повърхността. Всяка клетка е съоръжена с люк с външен диаметър  $130 \text{ cm}$ . Три от клетките са изцяло запълнени с радиоактивни отпадъци, стабилизирани с циментов запълващ материал и покрити с временно защитно покритие.

### 2.3.5. Хранилище за течни РАО

Въвеждане в експлоатация – октомври 1964 г.

Предназначение – временно съхраняване на нискоактивни краткоживеещи течни радиоактивни отпадъци, главно собствени отпадъци от спецканализацията на ПХРАО.



Фигура 5. Схема и разположение на хранилището за течни отпадъци, ПХРАО – Нови хан

Хранилището се състои от 4 цистерни от неръждаема стомана тип 1X18Н9Т с дебелина 4 mm, от които е запълнена само една. Цистерните са монтирани в железобетонна клетка с размери 5,7x7,4x4,3 m върху бетонни подпори на 0.5 m над пода на клетката. Съоръжението е изцяло вкопано в земята.

Водите могат да бъдат освободени в околната среда след съхраняване с цел радиоактивно разпадане или сорбционно пречистване под критериите за освобождаване в околната среда.

### **2.3.6. Съоръжения за временно съхраняване на РАО**

Въвеждане в експлоатация – октомври 2000 г.

Предназначение – временно съхраняване на непреработени ниско- и средноактивни кратко- и дългоживеещи радиоактивни отпадъци.

Общият обем е 469,12 m<sup>3</sup>, запълнен обем 349,72 m<sup>3</sup>,

Съоръженията за временно съхраняване на радиоактивни отпадъци представляват:

- 11 броя стандартни железопътни контейнери с размери 6,00x2,35x2.4 m с общ обем 374 m<sup>3</sup>. Предназначени са за временно съхраняване на пожароизвестителни датчици в транспортни опаковки, твърди РАО и отработени източници с ниска специфична активност, които не изискват изграждане на допълнителна защита;

- 6 броя хидроизолирани железобетонни приемници с дебелина на стените от 20 до 40 cm и общ обем 74 m<sup>3</sup>, предназначени за временно съхраняване на отработени източници в транспортни опаковки, изискващи наличието на допълнителна защита срещу йонизиращите лъчения;

- 6 броя хидроизолирани цилиндрични железобетонни приемници с диаметър 1,82x2,20 m, изградени от тежък бетон с дебелина на стените 20 cm. Предназначени са за временно съхраняване на високоактивни източници от гама-облъчватели в транспортни опаковки.

Железопътните контейнери и железобетонните приемници са разположени върху бетонна подложка, изградена върху дренараща пясъчна основа.

Допълнително е изградена временна площадка с площ 80 m<sup>2</sup>, защитена с навес за съхраняване на много нискоактивни отпадъци в 200 l варели.

Предстои разработване и въвеждане в експлоатация на модулни железобетонни контейнери за съхраняване на РАО, железобетонни контейнери за съхраняване на радиоеви източници и железобетонни контейнери за съхраняване на неутронни източници.

### **2.3.7. Съоръжение за обработка на РАО**

Въвеждане в експлоатация – 1964 г., повторно въвеждане в експлоатация след ремонт и реконструкция – 2003 г.

Съоръжението представлява сграда със съответните помещения, спецканализация, спецвентилация и оборудване за входящ контрол и идентификация на постъпващите РАО, сортиране, преопаковане и подготовка на РАО за съхраняване и погребване, дезактивация на оборудване и транспортни средства, преработване на нискоактивни води от спецканализацията на обекта.

## ОТЧЕТ НА РАДИОАКТИВНИТЕ ОТПАДЪЦИ

### 1. По съоръжения за управление на РАО на площадката на АЕЦ “Козлодуй”

#### 1.1. Съоръжения за временно съхраняване на РАО в СК-1

##### 1.1.1. Твърди РАО – категория I и II

Обем РАО към 30.06.2002г. - 534 m<sup>3</sup>

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

Преработване

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

##### 1.1.2. Течни РАО - категория - средноактивни.

Обем РАО към 30.06.2002г. - 1920 m<sup>3</sup>

Общо описание - течни радиоактивни концентрати с общо солесъдържание 32%, концентрация на борна киселина 7%, рН 8,5, наличие на отложена твърда фаза.

Радионуклиден състав: <sup>134</sup>Cs - 1.10<sup>7</sup> Вq/l, <sup>137</sup>Cs - 3.10<sup>7</sup> Вq/l  
<sup>60</sup>Со - 2.10<sup>6</sup> Вq/l, <sup>54</sup>Mn - 1.10<sup>5</sup> Вq/l

##### 1.1.3. Отработили сорбенти - категория средноактивни.

Обем РАО към 30.06.2002г. - 340 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 натрупват под вода в резервоари. Разпределени са хомогенно в обема и се транспортират лесно. Физикохимичните характеристики са аналогични на тези на изходните сорбенти, които се използват при експлоатационната дейност. Налични са малки количества активен въглен, около 70% обемни сорбент и около 30% обемни вода.

Радионуклиден състав: <sup>134</sup>Cs - 3.10<sup>7</sup> Вq/l, <sup>137</sup>Cs - 4.10<sup>7</sup> Вq/l  
<sup>60</sup>Со - 7.10<sup>6</sup> Вq/l, <sup>54</sup>Mn - 5.10<sup>6</sup> Вq/l

#### 1.2. Съоръжения за временно съхраняване на РАО в СК-2

##### 1.2.1. Твърди РАО - категория I и II

Обем РАО към 30.06.2002г. – 219,7 m<sup>3</sup>

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

## Преработване

Извършено преработване в 1313 броя 200 l варели.

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

**1.2.2. Течни РАО - категория - средноактивни.**

Обем РАО към 30.06.2002г. - 1980 m<sup>3</sup>

Общо описание - течни радиоактивни концентрати с общо солесъдържание 32%, концентрация на борна киселина 8,5%, рН 8,7, наличие на отложена твърда фаза.

Радионуклиден състав: <sup>134</sup>Cs - 1.10<sup>7</sup> Bq/l, <sup>137</sup>Cs - 4.10<sup>7</sup> Bq/l  
<sup>60</sup>Co - 2.10<sup>6</sup> Bq/l, <sup>54</sup>Mn - 3.10<sup>5</sup> Bq/l

**1.2.3. Отработили сорбенти - категория средноактивни.**

Обеми РАО към 30.06.2002г. - 192 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 натрупват под вода в резервоари. Разпределени са хомогенно в обема и се транспортират лесно. Физикохимичните характеристики са аналогични на тези на изходните сорбенти, които се използват при експлоатационната дейност. Налични са малки количества активен въглен, около 70% обемни сорбент и около 30% обемни вода.

Радионуклиден състав: <sup>134</sup>Cs – 1.10<sup>7</sup> Bq/l, <sup>137</sup>Cs – 2.10<sup>7</sup> Bq/l  
<sup>60</sup>Co - 3.10<sup>6</sup> Bq/l, <sup>54</sup>Mn – 3.10<sup>6</sup> Bq/l

**1.3. Съоръжения за временно съхраняване на РАО в СК-3****1.3.1 Твърди РАО - категория I и II**

Обем РАО към 30.06.2002г. – 1131,2 m<sup>3</sup>

Физически компоненти (обемни %) – текстил (40%), метал (10%), стружки (1%), дърво (3%), строителни отпадъци (9%), полимери (4%), вата (11%), гума (1%), смесени (21%).

## Преработване

Извършено преработване в 5395 броя 200 l варели.

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

Радионуклиден състав [Bq/kg]:

<sup>54</sup> Mn – 3.10 <sup>4</sup>	<sup>110m</sup> Ag – 2.10 <sup>4</sup>
<sup>59</sup> Fe – 1.10 <sup>4</sup>	<sup>134</sup> Cs – 2.10 <sup>4</sup>
<sup>58</sup> Co – 2.10 <sup>4</sup>	<sup>137</sup> Cs – 5.10 <sup>4</sup>
<sup>60</sup> Co – 2.10 <sup>5</sup>	<sup>95</sup> Nb – 5.10 <sup>3</sup>



**1.3.2. Твърди РАО - категория III**Обеми РАО към 30.06.2002г. – 10 m<sup>3</sup>

Физически компоненти – основно метални отпадъци.

**1.3.3. Течни РАО - категория - средноактивни.**Обеми отпадъци към 30.06.2002г. - 2699 m<sup>3</sup>

Общо описание – течни радиоактивни концентрати с общо солесъдържание 29%, концентрация на борна киселина 4%, рН 9,5, наличие на отложена твърда фаза.

Радионуклиден състав: <sup>134</sup>Cs - 1.10<sup>6</sup> Bq/l, <sup>137</sup>Cs - 3.10<sup>6</sup> Bq/l<sup>60</sup>Co - 1.10<sup>4</sup> Bq/l, <sup>54</sup>Mn - 8.10<sup>2</sup> Bq/l**1.3.4. Отработили сорбенти - категория средноактивни.**Обем РАО към 30.06.2002г. - 152 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 натрупват под вода в резервоари. Разпределени са хомогенно в обема и се транспортират лесно. Физикохимичните характеристики са аналогични на тези на изходните сорбенти, които се използват при експлоатационната дейност. Налични са малки количества активен въглен, около 70% обемни сорбент и около 30% обемни вода.

**1.4. Съоръжение за временно съхраняване на РАО в ЦЗ-1**

Твърди РАО - категория III

Обем РАО към 30.06.2002г. – 48,41 m<sup>3</sup>**1.5. Съоръжение за временно съхраняване на РАО в ЦЗ-2**

Твърди РАО - категория III

Обем РАО към 30.06.2002г. – 19,15 m<sup>3</sup>**1.6. Траншейно хранилище за временно съхраняване на твърди РАО**

Твърди РАО - категория I и II

Обем РАО към 30.06.2002г. – 3589,97 m<sup>3</sup>

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

Преработване

Извършено преработване в 4188 броя 200 l варели.

	Преработени отпадъци (обемни %)	Коефициент на редукция на обема
Предпресоване		
Суперпресоване	11,84	7
Опаковане		
Непреработени	88,16	-

Радионуклиден състав [Bq/kg]:

<sup>54</sup> Mn – 2.10 <sup>4</sup>	<sup>110m</sup> Ag – 2.10 <sup>4</sup>
<sup>59</sup> Fe – 3.10 <sup>3</sup>	<sup>134</sup> Cs – 2.10 <sup>4</sup>
<sup>58</sup> Co – 8.10 <sup>3</sup>	<sup>137</sup> Cs – 9.10 <sup>4</sup>
<sup>60</sup> Co – 2.10 <sup>5</sup>	<sup>95</sup> Nb – 3.10 <sup>3</sup>

**1.7. Склад за временно съхраняване на преработени твърди РАО**

Твърди РАО - категория I и II

Обем РАО към 30.06.2002г. - 467 m<sup>3</sup>

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

Преработване

Извършено преработване в 5541 броя 200 l варели.

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

**1.8. Площадка за временно съхраняване на твърди РАО в стоманобетонни контейнери**

Твърди РАО - категория I и II

Обем РАО към 30.06.2002г. - 259,8 m<sup>3</sup>

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

Преработване

Извършено преработване в 2979 броя 200 l варели, 98 стоманобетонни контейнера

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

Радионуклиден състав [Bq/kg]:

<sup>54</sup> Mn – 3.10 <sup>4</sup>	<sup>110m</sup> Ag – 3.10 <sup>4</sup>
<sup>59</sup> Fe – 4.10 <sup>3</sup>	<sup>134</sup> Cs – 6.10 <sup>4</sup>
<sup>58</sup> Co – 1.10 <sup>4</sup>	<sup>137</sup> Cs – 6.10 <sup>4</sup>
<sup>60</sup> Co – 2.10 <sup>5</sup>	<sup>95</sup> Nb – 5.10 <sup>3</sup>

**1.9. Площадка за временно съхраняване на твърди РАО голямотонажни контейнери**

Твърди РАО - категория I

Обем РАО към 30.06.2002г. - 268,8 m<sup>3</sup>

Физически компоненти (обемни %) – текстил (1%), метал (38%), дърво (9%), строителни отпадъци (48%), смесени (4%).

Преработване

Извършено преработване в 557 броя 200 l варели.

	Преработени отпадъци (обемни %)	Коефициент на редукция на обема
Предпресоване	43,1	3
Суперпресоване		
Опаковане		
Непреработени	56,9	-

Радионуклиден състав [Bq/kg]:

$^{54}\text{Mn} - 2 \cdot 10^3$	$^{110\text{m}}\text{Ag} - 2 \cdot 10^2$
$^{59}\text{Fe} - 8 \cdot 10^0$	$^{134}\text{Cs} - 7 \cdot 10^3$
$^{58}\text{Co} - 1 \cdot 10^2$	$^{137}\text{Cs} - 1 \cdot 10^4$
$^{60}\text{Co} - 2 \cdot 10^4$	$^{95}\text{Nb} - 8 \cdot 10^0$

## **2. Съоръжения за управление на РАО на площадката на Постоянно хранилище за**

### **РАО – Нови хан**

#### **2.1. Хранилище за твърди РАО**

Категория I и II – краткоживеещи отпадъци, вид на отпадъка – замърсено оборудване и лабораторни отпадъци, обем - 120 m<sup>3</sup>.

Радионуклид	Активност, [Bq]	Радионуклид	Активност, [Bq]
$^3\text{H}$	$2,79 \cdot 10^{11}$	$^{106}\text{Ru}$	$3,98 \cdot 10^9$
$^{14}\text{C}$	$3,70 \cdot 10^{11}$	$^{134}\text{Cs}$	$2,30 \cdot 10^{10}$
$^{55}\text{Fe}$	$3,42 \cdot 10^{10}$	$^{137}\text{Cs}$	$4,54 \cdot 10^{12}$
$^{65}\text{Zn}$	$6,98 \cdot 10^8$	$^{144}\text{Ce}$	$1,44 \cdot 10^9$
$^{60}\text{Co}$	$1,20 \cdot 10^{12}$	$^{204}\text{Tl}$	$1,80 \cdot 10^{10}$
$^{90}\text{Sr}$	$8,19 \cdot 10^{11}$	total	$7,28 \cdot 10^{12}$

#### **2.2. Хранилище за биологични РАО**

Категория I и II - кондиционирани, краткоживеещи отпадъци, вид на отпадъка – биологични отпадъци в гипсова матрица, обем - 25 m<sup>3</sup>.

Радионуклид	Активност, [Bq]	Радионуклид	Активност, [Bq]
$^3\text{H}$	$1,17 \cdot 10^{10}$	$^{106}\text{Ru}$	$1,00 \cdot 10^8$
$^{14}\text{C}$	$1,55 \cdot 10^{10}$	$^{134}\text{Cs}$	$1,08 \cdot 10^9$
$^{54}\text{Mn}$	$5,45 \cdot 10^7$	$^{137}\text{Cs}$	$1,19 \cdot 10^{11}$
$^{65}\text{Zn}$	$1,76 \cdot 10^7$	$^{144}\text{Ce}$	$3,64 \cdot 10^7$
$^{60}\text{Co}$	$1,15 \cdot 10^{10}$		
$^{90}\text{Sr}$	$1,97 \cdot 10^{10}$	total	$11,78 \cdot 10^{11}$

### 2.3. Хранилище за отработени източници

Категория I и II, вид на отпадъка – използвани закрити източници, обем - 0,65 m<sup>3</sup>.

Радионуклид	Активност, [Bq]	Радионуклид	Активност, [Bq]
<sup>3</sup> H	1,44·10 <sup>10</sup>	<sup>137</sup> Cs	5,71·10 <sup>13</sup>
<sup>22</sup> Na	2,68·10 <sup>8</sup>	<sup>147</sup> Pm	8,53·10 <sup>7</sup>
<sup>55</sup> Fe	1,01·10 <sup>9</sup>	<sup>170</sup> Tm	5,48·10 <sup>5</sup>
<sup>60</sup> Co	9,85·10 <sup>12</sup>	<sup>204</sup> Tl	1,48·10 <sup>9</sup>
<sup>63</sup> Ni	1,56·10 <sup>9</sup>	<sup>226</sup> Ra	5,97·10 <sup>11</sup>
<sup>85</sup> Kr	6,32·10 <sup>10</sup>	<sup>239</sup> Pu	1,82·10 <sup>11</sup>
<sup>90</sup> Sr	6,98·10 <sup>10</sup>	<sup>241</sup> Am	2,40·10 <sup>10</sup>
<sup>133</sup> Ba	4,22·10 <sup>7</sup>	Total	6,79·10 <sup>13</sup>

### 2.4. Инженерна траншея за твърди РАО

Категория I и II – краткоживеещи отпадъци, вид на отпадъка – замърсено оборудване, почва и лабораторни отпадъци, обем - 100 m<sup>3</sup>.

Радионуклид	Активност, [Bq]	Радионуклид	Активност, [Bq]
<sup>137</sup> Cs	7,42·10 <sup>11</sup>	<sup>239</sup> Pu	6,70·10 <sup>5</sup>
<sup>60</sup> Co	2,56·10 <sup>11</sup>	Total	1,16·10 <sup>12</sup>
<sup>90</sup> Sr	1,64·10 <sup>11</sup>		

### 2.5. Съоръжения за временно съхраняване на течни РАО

Вид на отпадъка - разтвори на <sup>134</sup>Cs, <sup>137</sup>Cs, <sup>60</sup>Co, <sup>90</sup>Sr с активност под границите за освобождаване от контрол според ОНРЗ-2000. С обем 12 m<sup>3</sup>.

### 2.6. Съоръжения за временно съхраняване на РАО на площадката на ПХРАО – Нови хан

Категория I и II – кратко- и дългоживеещи отпадъци; вид на отпадъка – използвани закрити източници, включително пожароизвестителни датчици (ПИД), твърди РАО и минимално количество течни РАО в транспортни опаковки, обем - 349,72 m<sup>3</sup>.

Радионуклид	Брой източници	Обща активност, [Bq]	Описание
<sup>241</sup> Am	34 447	7,87·10 <sup>13</sup>	ПИД, закрити източници
<sup>239</sup> Pu	70 437	8,93·10 <sup>11</sup>	ПИД, закрити източници, неутрализатори
<sup>238</sup> Pu	1 462	4,00·10 <sup>11</sup>	ПИД, закрити източници
<sup>226</sup> Ra	219	5,59·10 <sup>9</sup>	закрити източници
<sup>3</sup> H	21	3,92·10 <sup>8</sup>	закрити източници
<sup>14</sup> C	104	5,00·10 <sup>9</sup>	закрити източници
<sup>36</sup> Cl	4	4,63·10 <sup>9</sup>	закрити източници
<sup>22</sup> Na	16	6,45·10 <sup>6</sup>	закрити източници
<sup>51</sup> Cr	1	4,00·10 <sup>8</sup>	закрити източници
<sup>55</sup> Fe	22	2,07·10 <sup>10</sup>	закрити източници
<sup>57</sup> Co	12	1,46·10 <sup>6</sup>	закрити източници
<sup>60</sup> Co	357	1,67·10 <sup>12</sup>	закрити източници
<sup>85</sup> Kr	12 271	4,72·10 <sup>11</sup>	ПИД, закрити източници

$^{90}\text{Sr}$	741	$1,56 \cdot 10^{11}$	закрити източници
$^{109}\text{Cd}$	49	$2,55 \cdot 10^9$	закрити източници
$^{125}\text{Sb}$	1	$4,00 \cdot 10^7$	закрити източници
$^{133}\text{Ba}$	7	$3,72 \cdot 10^8$	закрити източници
$^{137}\text{Cs}$	2 962	$3,42 \cdot 10^{12}$	закрити източници, доказателствен материал
$^{141}\text{Ce}$	1	$4,00 \cdot 10^7$	закрити източници
$^{144}\text{Ce}$	6	$8,85 \cdot 10^7$	закрити източници
$^{147}\text{Pm}$	14	$5,09 \cdot 10^{10}$	закрити източници
$^{152}\text{Eu}$	5	$1,00 \cdot 10^8$	закрити източници
$^{204}\text{Tl}$	19	$2,00 \cdot 10^{10}$	закрити източници
$^{232}\text{Th}$	14	$1,78 \cdot 10^8$	закрити източници
$^{252}\text{Cf}$	4	$9,10 \cdot 10^7$	закрити източници
$^{235,238}\text{U}$	8	$9,84 \cdot 10^5$	закрити източници
$^{239}\text{Pu/Be}$	71	$1,85 \cdot 10^{12}$	неутронни източници
$^{241}\text{Am/Be}$	16	$3,74 \cdot 10^{10}$	неутронни източници
$^{226}\text{Ra/Be}$	1	$2,40 \cdot 10^9$	неутронни източници
Неизвестни	1 019	-	закрити източници
<b>Общо</b>	<b>124 310</b>	<b><math>8,77 \cdot 10^{13}</math></b>	
$^{60}\text{Co}$	36	$6,27 \cdot 10^{13}$	Гама-облъчвател с 36 закрити източника
<b>Твърди РАО</b>			
<b>Радионуклид</b>	<b>Количество</b>	<b>Специфична активност [Bq/kg]</b>	<b>Описание</b>
$^{137}\text{Cs}$	0,8 m <sup>3</sup>	$< 7 \cdot 10^4$	Опаковки с твърди РАО
$^{137}\text{Cs}$	30 kg	$< 7 \cdot 10^4$	Опаковки с твърди РАО
$^{90}\text{Sr}$	0,05 m <sup>3</sup>	$< 7 \cdot 10^4$	Опаковки с твърди РАО
$^{60}\text{Co}$	0,05 m <sup>3</sup>	$< 7 \cdot 10^4$	Опаковки с твърди РАО
$^{85}\text{Kr}$	0,05 m <sup>3</sup>	$< 7 \cdot 10^4$	Опаковки с твърди РАО
$^{134}\text{Cs}, ^{137}\text{Cs}, ^{90}\text{Sr}, ^{60}\text{Co}, ^{14}\text{C}, ^{241}\text{Am}, ^{54}\text{Mn}, ^{238}\text{U}$	3,6 m <sup>3</sup>	$< 7 \cdot 10^4$	Опаковки с твърди РАО
<b>Течни РАО</b>			
<b>Радионуклид</b>	<b>Обем [m<sup>3</sup>]</b>	<b>Специфична активност [Bq/ m<sup>3</sup>]</b>	<b>Описание</b>
$^{134}\text{Cs}, ^{137}\text{Cs}, ^{90}\text{Sr}, ^{60}\text{Co}, ^{14}\text{C}$	0,1	$< 3,70 \cdot 10^8$	Течни РАО в пластмасови опаковки

**СПИСЪК НА МЕЖДУНАРОДНИТЕ ДОГОВОРИ, ЗАКОНИ И ПОДЗАКОНОВИ  
НОРМАТИВНИ АКТОВЕ, ПРИЛОЖИМИ КЪМ СЪОРЪЖЕНИЯТА ЗА  
УПРАВЛЕНИЕ НА ОТРАБОТЕНО ГОРИВО И СЪОРЪЖЕНИЯТА ЗА  
УПРАВЛЕНИЕ НА РАДИОАКТИВНИ ОТПАДЪЦИ. КРАТКО ОПИСАНИЕ НА  
ОСНОВНИТЕ НОРМАТИВНИ АКТОВЕ**

**I. Списък на международните договори, закони и подзаконови нормативни актове.**

**I.1. Международни договори и споразумения**

- I.1.1. Единна конвенция за безопасност при управление на отработено гориво и за безопасност при управление на радиоактивни отпадъци (ратифицирана със закон, приет от 38-мо Народно събрание на 10.05.2000 г. - ДВ, бр. 42 от 2000 г. обнародвана., ДВ, бр. 63 от 2001 г., в сила от 18.06.2001 г.
- I.1.2. ВИЕНСКА КОНВЕНЦИЯ за гражданска отговорност за ядрена вреда;
- I.1.3. КОНВЕНЦИЯ за физическа защита на ядрения материал;
- I.1.4. КОНВЕНЦИЯ за оперативно уведомяване при ядрена авария;
- I.1.5. КОНВЕНЦИЯ за помощ в случай на ядрена авария или радиационна аварийна обстановка;
- I.1.6. КОНВЕНЦИЯ за оценка на въздействието върху околната среда в трансграничен контекст, обнародвана 1999 г., в сила от 1997 г.
- I.1.7. СПОГОДБА между правителството на Република България и правителството на Република Гърция за оперативно уведомяване при ядрена авария и обмен на информация за ядрени съоръжения;
- I.1.8. СПОРАЗУМЕНИЕ между правителството на Република България и правителството на Румъния за оперативно уведомяване при ядрена авария и обмен на информация за ядрени съоръжения;
- I.1.9. СПОРАЗУМЕНИЕ между правителството на Република България и правителството на Република Турция за оперативно уведомяване при ядрена авария и за обмен на информация за ядрени съоръжения;
- I.1.10. СПОРАЗУМЕНИЕ за сътрудничество между Комитета за използване на атомната енергия за мирни цели на Република България и Федералния надзор на Русия по ядрена и радиационна безопасност;
- I.1.11. СПОРАЗУМЕНИЕ между Комитета за използване на атомната енергия за мирни цели на Република България и Министерството за опазване на околната среда и ядрената безопасност на Украйна в областта на държавното регулиране и контролиране на безопасността при използване на атомната енергия за мирни цели;
- I.1.12. СПОГОДБА между правителството на Република България и правителството на Руската Федерация за сътрудничество в областта на мирното използване на атомната енергия;
- I.1.13. СПОГОДБА между правителството на Република България и правителството на Руската Федерация за сътрудничество в областта на атомната енергетика
- I.1.14. СПОРАЗУМЕНИЕ между Комитета за използване на атомната енергия за мирни цели при Министерския съвет на Република България и Федералното министерство на околната среда, защитата на природата и реакторната безопасност на Федерална Република Германия

**I.2. Закони**

- I.2.1. ЗАКОН за безопасно използване на ядрената енергия;
- I.2.2. ЗАКОН за опазване на околната среда;
- I.2.3. ЗАКОН за народното здраве;
- I.2.4. ЗАКОН за подпомагане при обществени бедствия;
- I.2.5. ЗАКОН за здравословни и безопасни условия на труд;
- I.2.6. ЗАКОН за Министерството на вътрешните работи;
- I.2.7. ЗАКОН за устройство на територията;
- I.2.8. ЗАКОН за измерванията;

**I.3. Подзаконовни нормативни актове**

- I.3.1. Устройствен правилник на Агенцията за ядрено регулиране.
- I.3.2. НАРЕДБА за основни норми за радиационна защита - 2000, приета от Министерския съвет;
- I.3.3. НАРЕДБА за реда за определяне и налагане на санкции при увреждане или при замърсяване на околната среда над допустимите норми, приета от Министерския съвет;
- I.3.4. НАРЕДБА за изграждане, експлоатация и развитие на Национална автоматизирана система за непрекъснат контрол на радиационния гама-фон в Република България, приета от Министерския съвет;
- I.3.5. НАРЕДБА за определяне размера на вноските и реда за набиране, разходване и контрол на средствата по фонд "Извеждане на ядрени съоръжения от експлоатация" и неговото управление, приета от Министерския съвет.
- I.3.6. НАРЕДБА за определяне размера на вноските и реда за набиране, разходване и контрол на средствата по фонд "Безопасност и съхраняване на радиоактивни отпадъци" и неговото управление, приета от Министерския съвет;
- I.3.7. НАРЕДБА за планиране и готовност за действие при радиационна авария, приета от Министерския съвет;
- I.3.8. НАРЕДБА за условията и реда за регистриране и разрешаване на външно-търговските сделки, приета от Министерския съвет;
- I.3.9. НАРЕДБА № 2 на КИАЕМЦ от 1997 г. за случаите и реда за уведомяване на Комитета за използване на атомната енергия за мирни цели за експлоатационни изменения, събития и аварийни състояния, свързани с ядрената и радиационната безопасност;
- I.3.10. НАРЕДБА № 3 на КИАЕМЦ от 1997 г. за осигуряване безопасността на атомните централи при проектиране, изграждане и експлоатация
- I.3.11. НАРЕДБА на КИАЕМЦ от 2001 г. за отчитане, съхраняване, превозване на ядрен материал и прилагане на гаранциите по Договора за неразпространение на ядреното оръжие
- I.3.12. НАРЕДБА № 5 на КИАЕМЦ от 1988 г. за издаване на разрешения за използване на атомната енергия;
- I.3.13. НАРЕДБА № 6 на КИАЕМЦ от 1989 г. за критериите и изискванията за обучението, квалификацията и правоспособността на кадрите, работещи в областта на атомната енергия
- I.3.14. НАРЕДБА № 7 на КИАЕМЦ от 1992 г. за събиране, съхраняване, преработване, складиране, превозване и погребване на радиоактивните отпадъци на територията на Република България;
- I.3.15. НАРЕДБА № 8 на КИАЕМЦ и МВР от 1993 г. за физическа защита на ядрените съоръжения и ядрения материал;

- I.3.16. НАРЕДБА № 10 на КИАЕМЦ от 30.01.2001 г. за безопасност при извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения;
- I.3.17. НАРЕДБА № 11 на КИАЕМЦ от 2001 г. за безопасност при съхраняване на отработено ядрено гориво;
- I.3.18. НАРЕДБА № 0-35 на министъра на народното здраве и министъра на вътрешните работи от 02.08. 1974 г. за работа с радиоактивни вещества и други източници на йонизиращи лъчения
- I.3.19. НАРЕДБА № 46 за транспорт на радиоактивни вещества на министъра на народното здраве и председателя на Комитета за мирно използване на атомната енергия от 2.07.1976 г.)
- I.3.20. НАРЕДБА № 4 от 7.07.1998 г. за оценка на въздействието върху околната среда на министъра на околната среда и водите от 22.07.1998 г.
- I.3.21. Наредба № 1 от 15.11.1999 г. за норми за целите на радиационната защита и безопасността при ликвидиране на последствията от урановата промишленост в Република България.
- I.3.22. Инструкция № 1 на КИАЕМЦ от 12.12.1994 г. за реда и начина за третиране на радиоактивно замърсени материали, съоръжения и отпадъци от ликвидирането на уранодобивните обекти.
- I.3.23. Наредба №2 за противопожарните строително технически норми.
- I.3.24. Наредба № I-59 от 12.03.1999г. за дейността на органите, упражняващи държавен противопожарен контрол.

## II. Кратко описание на основните нормативни актове

### II.1. Закони

**II.1.1. Законът за безопасно използване на ядрената енергия (ЗБИЯЕ)** е основен акт в областта на използването на ядрената енергия. Този закон е в сила от 2 юли 2002 г. и заменя Закона за използване на атомната енергия за мирни цели от 1985 г.

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 РАО и ОГ, както и правата и задълженията на лицата, които осъществяват тези дейности, за осигуряване на ядрена безопасност и радиационна защита. Съгласно **ЗБИЯЕ** 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.

По смисъла на **ЗБИЯЕ** държавното регулиране на безопасното използване на ядрената енергия и йонизиращите лъчения и на безопасното управление на РАО и ОГ се осъществява от председателя на Агенцията за ядрено регулиране, който е независим специализиран орган на изпълнителната власт и има компетентност, определена със закона. Статутът на Агенцията за ядрено регулиране и нейното финансиране са уредени с глава втора от **ЗБИЯЕ** “Държавно регулиране”, както и с Устройствения правилник на Агенцията за ядрено регулиране.

Съгласно **ЗБИЯЕ** управлението на РАО и ОГ се извършва от юридически лица само след получаване на разрешение и/или лицензия по този закон. В глава трета на закона е регламентиран разрешителният режим за дейности по използването на ядрената енергия и йонизиращите лъчения, включително за управлението на РАО и ОГ, както и основните задължения на лицензиантите и притежателите на разрешения.

С раздел пети на глава трета се регулират финансирането на извеждането от експлоатация на ядрени съоръжения и се създава се фонд “Извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения”. Регламентирано е целевото изразходване на средства по фонда,



включително и за разходи по съхраняването и погребването на радиоактивни отпадъци, получени от дейности по извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения.

По смисъла на **ЗБИЯЕ** съоръженията за управление на РАО и съоръженията за управление на ОГ са “ядрени съоръжения” и техният разрешителен режим е регламентиран в глава трета, раздел втори “Ядрени съоръжения” от закона. В раздел седми от глава трета на **ЗБИЯЕ** са регламентираны изискванията към обучението, квалификацията и правоспособността на персонала в ядрените съоръжения.

В **ЗБИЯЕ** е установена забрана за внос на радиоактивни отпадъци, освен:

а) при обратен внос на използвани закрити източници на йонизиращи лъчения, произведени в Република България;

б) когато радиоактивните отпадъци са получени от преработване на материали, извършено като услуга в полза на Република България или на българско юридическо лице. Глава трета установява и правилата за финансиране на дейностите по извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения чрез управлението на специален фонд, създаден към министъра на енергетиката и енергийните ресурси; изискванията към персонала, работещ в ядрени съоръжения и с източници на йонизиращи лъчения, както и изискванията за отчет и контрол на ядрени материали, радиоактивни вещества и други източници на йонизиращи лъчения.

С глава четвърта “Управление на радиоактивните отпадъци и отработеното гориво” се регулират отношенията, свързани с общата стратегия по управление на РАО и ОГ, която се приема от МС по предложение на министъра на енергетиката и енергийните ресурси. Законът предвижда обществено обсъждане на проекта за стратегия. Управлението на РАО извън обектите, в които се генерират, се осъществява от Държавно предприятие “Радиоактивни отпадъци” създадено с раздел втори на глава четвърта от **ЗБИЯЕ**. Основният предмет на дейност на предприятието е управление на РАО, изграждане, експлоатация, рехабилитация и реконструкция на съоръжения за управление на РАО, превоз на РАО извън площадката на съответното ядрено съоръжение. Установен е статута и начина на управление на предприятието. Разпоредбите по този раздел предстои да влязат в сила от 1 януари 2004 г. Условието и редът за предаване на РАО на държавното предприятие, сроковете за това и неподлежащите на предаване отпадъци ще бъдат регламентираны с наредба на Министерския съвет. В раздел трети на глава четвърта, който е в сила от 1 януари 2003 г., е регламентирано финансирането на управлението на РАО, като се създава фонд “Радиоактивни отпадъци” към министъра на енергетиката и енергийните ресурси. С наредба ще се регламентираны редът за установяване, събиране, разходване и контрол на средствата по фонда и размерът на дължимите от лицата вноски.

В глава пета от **ЗБИЯЕ** се регламентираны контрола при използване на ядрената енергия и йонизиращите лъчения и по управлението на РАО и ОГ. Тази глава урежда контролните правомощия на председателя и правата и задълженията на инспекторите.

В глава шеста е регламентираны режима и реда за създаване на зони с особен статут около ядрените съоръжения и други обекти с източници на йонизиращи лъчения.

С глава седма **ЗБИЯЕ** урежда изискванията към физическата защита, а с глава осма – към аварийното планиране и готовност. Глава девета установява разпоредби относно прилагането на гаранциите, глава десета – относно гражданската отговорност за ядрена вреда, а глава единадесета съдържа административнонаказателни разпоредби.

В допълнителните разпоредби са дефинирани основни понятия по смисъла на **ЗБИЯЕ**, включително понятия като управление на радиоактивни отпадъци и управление на отработено гориво.

Влизането в сила на **ЗБИЯЕ** поражда задължение за Министерския съвет в срок от две години да приеме подзаконовите нормативни актове по неговото прилагане. До

издаването на подзаконовите нормативни актове по **ЗБИЯЕ** се прилагат издадените на основание отменения закон, доколкото не противоречат на **ЗБИЯЕ**.

**П.1.2. Законът за опазване на околната среда**, в сила от септември 2002 г. (заменящ закона от 1991 г.) е основен нормативен акт, който урежда обществените отношения, свързани с опазването на околната среда за сегашните и бъдещите поколения и защитата на здравето на хората; съхраняването на биологичното разнообразие в съответствие с природната био-географска характеристика на страната; опазването и ползването на компонентите на околната среда; контрола и управлението на факторите, които увреждат околната среда; осъществяването на контрол върху състоянието на околната среда и източниците на замърсяване; предотвратяването и ограничаването на замърсяването; създаването и функционирането на Националната система за мониторинг на околната среда; стратегиите, програмите и плановете за опазване на околната среда; събирането и достъпа до информацията за околната среда; икономическата организация на дейностите по опазване на околната среда; правата и задълженията на държавата, общините, юридическите и физическите лица по опазването на околната среда.

**Законът за опазване на околната среда** изисква извършване на оценка на въздействието върху околната среда за строителство, дейности и технологии свързани с инсталации: за производство или обогатяване на ядрено гориво; за обработване на ОГ или високоактивни отпадъци; за окончателно погребване на ОГ; за окончателно погребване на РАО; за съхраняване, планирано за не повече от 10 години, на ОГ или РАО на площадка, различна от тази, на която са произведени; за съхраняване на РАО на площадки, различни от производствените; за преработване и съхраняване на РАО.

Редта и условията за извършването на оценката на въздействието върху околната среда са определени в Наредба №4 за оценка на въздействието върху околната среда, издадена от министъра на околната среда и водите, министъра на регионалното развитие и благоустройството, министъра на здравеопазването и министъра на земеделието, горите и аграрната реформа от юли.1998 г., изм. и доп., август 2001 г.

Съгласно **Закона за опазване на околната среда** Министерството на околната среда и водите (МОСВ) осъществява контрол върху компонентите на околната среда и факторите, които им въздействат. Физическите и юридическите лица са длъжни да осигуряват достъп и да оказват съдействие на контролните органи на МОСВ, за всички обекти и територии за извършване на проверка, за измерване или за взимане на проби от настоящи или потенциални източници на замърсяване и/или увреждане на околната среда.

**П.1.3. Законът за народното здраве** урежда обществените отношения във връзка с опазване здравето на населението. Специализиран орган за провеждане на държавната политика в областта на здравеопазването е Министерството на здравеопазването, което пряко или чрез своите органи ръководи, координира и контролира дейността по опазване и възстановяване на здравето на населението. За осигуряване на благоприятна жизнена среда, Министерството на здравеопазването и неговите органи предварително проучват влиянието на новите производства и технологични процеси върху здравето на хората и предлагат мерки за предотвратяване на вредните последици. Министерството на здравеопазването упражнява държавен санитарен контрол, чрез специализирани органи. Органите на държавния санитарен контрол дават заключения за съответствие на всички стандарти, норми и проекти за строителство и реконструкция с хигиенните норми и санитарни изисквания; разрешават използването на нови радиоактивни вещества; контролират радиационните характеристики на работната среда; облъчването на населението и други функции за защита на живота и здравето на населението от вредното въздействие на йонизиращите лъчения.

**Законът за народното здраве** изисква даване на заключение на всички проекти за строителство, разширение и реконструкции на производствени и други обекти и съоръжения в това число и на обекти с източници на йонизиращи лъчения със съществуващите хигиенни норми и изисквания и със санитарните правила. Използването на нови химични, биологични, радиоактивни и други вещества се осъществява с разрешение на органите на държавния санитарен контрол. При нарушаване на хигиенните норми и санитарни правила се спира строителството, забранява се пускането в експлоатация и се спира експлоатацията на обекти и съоръжения. Органите на държавния санитарен контрол участват в пусковите и приемателни комисии на всички обекти с източници на йонизиращо лъчение и ядрени съоръжения.

**II.1.4. Законът за министерство на вътрешните работи** определя основните задачи на МВР: осигуряване защитата на националната сигурност, защита правата и свободите на гражданите и опазване на техния живот, здраве и имущество, както и осигуряване на пожарната и аварийна безопасност.

Във връзка с безопасността при управление на ОГ и РАО, МВР осъществява контрол чрез Национална служба "Пожарна и аварийна безопасност". Този контрол включва:

- изпълнение на противопожарните правила и норми при проектиране, строителство, реконструкция, модернизация и експлоатация на сградите и технологичните съоръжения и инсталации;
- участие в държавно приемане на обектите и строежите;
- съгласуване на проекти и даване на становища за разрешаване ползването на строежите;
- сертификационни проверки и издаване на сертификати за съответствие на обектите с изискванията за пожарна безопасност.

**II.1.5. Законът за измерванията** урежда обществените отношения, свързани с проследимост, точност и достоверност на измерванията. За осигуряване на точност и достоверност на измерванията, свързани със здравеопазването, обществената безопасност и околната среда се извършва метрологичен контрол. Съгласно чл.28 от ЗИ изискванията към средствата за измерване и тяхното използване по предназначение, реда и методите за извършване на контрол се определят с наредба на Министерския съвет.

## **II.2. Основни подзаконовни нормативни актове**

**II.2.1. Наредба № 3** за осигуряване безопасността на атомните централи при проектиране, изграждане и експлоатация. (Наредба № 3 на КИАЕМЦ). Наредбата урежда основните въпроси на безопасност на атомните централи, произтичащи от спецификата им като източник на йонизиращи лъчения и радиоактивни вещества. Наредбата съдържа организационните и техническите изисквания, изпълнението на които е необходимо условие за осигуряване безопасността на АЦ при тяхното проектиране, изграждане и експлоатация. Посочени са и изискванията за безопасност на системите за съхраняване на горивото и радиоактивните отпадъци на АЕЦ.

**II.2.2. Наредба № 5** за издаване на разрешения за използване на атомната енергия. (Наредба № 5 на КИАЕМЦ)

С тази наредба се определят необходимата документация, условията, редът за издаване на разрешения за използване на атомната енергия.

**II.2.3. Наредба № 7** за събиране, съхраняване, преработване, складиране, превозване и погребване на радиоактивните отпадъци на територията на Република България. (Наредба № 7 на КИАЕМЦ)

С тази наредба се уреждат условията и редът за събиране, съхраняване, преработване, складиране, превозване и погребване на РАО от организациите на територията на Република България, които ги произвеждат. Тази наредба не се прилага за отработило ядрено гориво и отпадъците от преработването му.

**II.2.4. Наредба за определяне размера на вноските и реда за набиране, разходване и контрол на средствата по фонд "Извеждане на ядрени съоръжения от експлоатация"** (сега фонд "Извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения") и неговото управление от 1999 г, приета от Министерския съвет и изменена 2000 г. С наредбата се определят редът за набиране, разходване и контрол на средствата по фонд "Извеждане на ядрени съоръжения от експлоатация" към Държавната агенция по енергетика и енергийни ресурси и размерът на дължимите вноски в него от юридическите лица, които използват ядрени съоръжения.

**II.2.5. Наредба за определяне размера на вноските и реда за набиране, разходване и контрол на средствата по фонд "Безопасност и съхраняване на радиоактивни отпадъци"** (сега фонд "Радиоактивни отпадъци") и неговото управление от 1999 г., приета от Министерския съвет и изменена 2000 г. С наредбата се определят редът за набиране, разходване и контрол на средствата по фонд "Безопасност и съхраняване на радиоактивни отпадъци" и размерът на дължимите вноски в него от юридическите и физическите лица, които в резултат на своята дейност получават радиоактивни отпадъци.

**II.2.6. Наредба за планиране и готовност за действие при радиационна авария от 1999 г., приета от Министерския съвет.**

С наредбата се определят задълженията на органите на изпълнителната власт, експлоатацията атомна електрическа централа (АЕЦ) и юридическите лица, осъществяващи дейност на територията на Република България, за планиране на действия в случай на радиационна авария в АЕЦ, както и за поддържане на аварийна готовност.

Определят се критериите за вземане на решения за прилагане на мерки за защита на населението в случай на радиационна авария.

**II.2.7. Наредба № 10 за безопасност при извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения, в сила от 2001 г.**

С тази наредба се уреждат основните въпроси на безопасността при извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения, произтичащи от спецификата на работите по извеждането от експлоатация, като наличието на източници на йонизиращи лъчения с големи маса и активност, на радиоактивни вещества и радиоактивни отпадъци (РАО). Наредбата съдържа изисквания към управлението на радиоактивните отпадъци в процеса на извеждане от експлоатация на ядрено съоръжение.

Съгласно наредбата, основната цел на осигуряването на безопасността при извеждане от експлоатация на ядрено съоръжение е непревишаване на определените основни граници на дозите за вътрешно и външно облъчване на персонала и населението и нормите за съдържание на радиоактивни вещества в околната среда, както и защитата на бъдещите поколения от неблагоприятни въздействия на йонизиращи лъчения.

Наредбата регламентира основните мерки, отнасящи се към управлението на радиоактивните отпадъци от експлоатацията на ядрените съоръжения, които имат за цел да улеснят дейностите по извеждане на съоръжението от експлоатация.

Наредбата предявява организационни и технически изисквания към управлението на радиоактивните отпадъци от извеждането, включително създаването на подходяща организация, изработване на програма за управление на РАО, осигуряване на средства за безопасното управление на РАО. Регламентирана е приложимостта на основните принципи за управление на РАО такива, каквито те са дефинирани в документите на МААЕ.

**Наредбата поставя ограничителни изисквания към изхвърлянията при извършването на демонтажни работи и при премахването на физическите бариери на ядреното съоръжение, като те не трябва да превишават регламентираните стойности за допустими изхвърляния за периода на работите по извеждане от експлоатация.**

#### **II.2.8. Наредба № 11 за безопасност при съхраняване на отработено ядрено гориво, в сила от 2001 г.**

С наредбата се определят изискванията за осигуряване на безопасността при проектиране, строителство, изграждане, въвеждане в експлоатация и експлоатация на самостоятелни съоръжения за съхраняване, транспортиране и манипулации с отработено ядрено гориво (ОЯГ) от атомни електроцентрали с реактори ВВЕР, разположени на площадката на АЕЦ.

Тази наредба урежда и специфичните аспекти на безопасността, обусловени от свойствата на ОЯГ като специален (делящ се) ядрен материал и източник на йонизиращо лъчение.

Наредбата поставя конкретни изисквания към осигуряването на подкритичността, отвеждането на остатъчното топлоотделяне, радиационната защита, транспортно-технологичното оборудване и конструкционните материали в съоръженията за съхраняване на ОГ, включително специфични изисквания при мокро и сухо съхраняване на ОГ.

**II.2.9. Наредба за Основни норми за радиационна защита (ОНРЗ-2000)**, приета през 2001 г. Те се основават на международните стандарти за безопасност /BSS /, серия № 115, издание на МААЕ от 1996 г. и Директива 96/29 на Европейския съюз от 13.05.1996г. и заменят ОНРЗ-92.

**ОНРЗ-2000** определя целите на радиационната защита, изискванията за защита на хората от вредното въздействие на йонизиращите лъчения и за безопасността при работа с източниците на йонизиращите лъчения без това да пречи на ползната дейност, свързана с тяхното използване. Наредбата определя и основните граници на дозите на облъчване на персонала, както и нивата за намеса за защита на населението. Наредбата регламентира повишеното облъчване на персонала в случаите на аварийни ситуации.

Основните цели на радиационната защита определени в **ОНРЗ-2000** са :

- изключване на възникването на вредни за здравето детерминирани ефекти ;
- намаляване на вероятността от възникване на вредни за здравето стохастични ефекти до ниво, което се определя като приемливо;

С **ОНРЗ-2000** се създават условия:

- за недопускане превишаване на определените граници на дозите на облъчване;
- за недопускане на каквото и да е облъчване, при което рискът от възможна вреда, причинена от допълнителното към естествения радиационен фон облъчване, да е по-голям от ползите за човека и обществото;
- да се поддържат на възможно най-ниски нива, съобразно реалните социални и икономически условия, както броят на облъчените лица, така и техните сумарни индивидуални дози в резултат на облъчване от всички дейности с източници на йонизиращи лъчения.

Дейностите, за които се прилагат **ОНРЗ-2000**, са:

- производство, преработване, използване, притежаване, съхраняване, превоз, внос, износ на източници на йонизиращи лъчения, управление на радиоактивни

- отпадъци и всички други дейности, вкл. образование и обучение, които са свързани или могат да бъдат свързани с облъчване на човека;
- всяка дейност в областта на ядрения горивен цикъл, вкл. производство на енергия от ядрени съоръжения;
  - всички дейности, които са свързани с облъчване от естествени източници на йонизиращи лъчения при преработването на материали заради тяхната радиоактивност, заради свойствата им да се делят, за да се използват като торове и др. както и в случаите, когато това облъчване е повишено и не може да бъде пренебрегнато с оглед целите на радиационната защита;
  - експлоатация на каквито и да е електрически съоръжения и устройства, излъчващи йонизиращо лъчение и съдържащи компоненти, работещи при потенциална разлика над 5 kV;
  - всички други дейности, които са свързани или могат да бъдат свързани с облъчване, по преценка на компетентните държавни органи.

Облъчванията, за които се прилагат **ОНРЗ-2000**, са:

- всяко професионално облъчване;
- всяко облъчване на населението, дължащо се на дейности или източници на йонизиращи лъчения.

**II.2.10. Наредба №4 за оценка на въздействието върху околната среда**, издадена от министъра на околната среда и водите, министъра на регионалното развитие и благоустройството, министъра на здравеопазването и министъра на земеделието, горите и аграрната реформа от юли.1998 г., изм. и доп., август 2001 г. определя реда и условията за извършването на оценката на околната среда за строителство, дейности и технологии свързани с инсталации за обработване на облъчено ядрено гориво и инсталации, предназначени за управление на радиоактивни отпадъци, посочени в Закона за опазване на околната среда.

На основание влезият в сила от септември 2002 г. Закон за опазване на околната среда, нова наредба ще замени действащата Наредба №4 от 1998г. По смисъла на преходните и заключителните разпоредби на Закона за опазване на околната среда Наредба №4 от 1998 г. ще продължи да действа до момента на приемането на новата.

## **ПРЕГЛЕД НА БЕЗОПАСНОСТТА НА СЪОРЪЖЕНИЯТА ЗА УПРАВЛЕНИЕ НА РАО**

### **I. ПРЕГЛЕД НА БЕЗОПАСНОСТТА НА СЪОРЪЖЕНИЯТА ЗА УПРАВЛЕНИЕ НА РАО НА ПЛОЩАДКАТА НА "АЕЦ КОЗЛОДУЙ" ЕАД**

#### **I.1. Съоръжения за временно съхраняване на РАО в СК-1 и съоръжения за временно съхраняване на РАО (могилник) в ЦЗ-1:**

Съоръженията са изградени по оригиналния проект на 1 и 2 блок на АЕЦ "Козлодуй". Прегледът на тяхната безопасност е част от извършените оценки на безопасността на 1 и 2 блок. В периода 1991-2002 за привеждането им в съответствие с действащите норми за ядрена безопасност и радиационна защита последователно са реализирани "Краткосрочна програма за реконструкция" и "Комплексна програма за модернизация". Реализираните промени в проектното им състояние и извършените анализи са отразени в "Отчет за обосновка на безопасността".

Извършен е задълбочен преглед на безопасността по методологията на МААЕ за периодичен преглед на безопасността. Степента на решаване на съществуващите отклонения от съвременните изисквания за безопасност е представена в "Технически доклад за резултатите от изпълнението на комплексната програма за модернизация на 1- 4 блок за периода 1998-2002 г. Не са констатирани дефицити в безопасността на съществуващите съоръжения за управление на РАО.

Предвид решението на българското правителство за изключване на 1 и 2 блок от енергийната система на страната преди 2003 г. е разработен детайлен технически проект за извеждане на 1 и 2 блок от експлоатация. Възприетата стратегия за извеждане от експлоатация е в съответствие със ЗБИЯЕ, Наредба №10 на КИАЕМЦ и на разработения технически проект от Belgom – EWN по програма PHARE. Програмата се заключава в безопасно съхраняване на радиоактивните обекти на блоковете за период от около 35 години и след това окончателна дезактивация и демонтаж на обектите.

В рамките на разработения "Технически проект за извеждане от експлоатация на блокове 1 и 2" по програма PHARE, към настоящия момент са изпълнени :

- Техническата обосновка на безопасността (ТОБ);
- Оценка на въздействието върху околната среда" - (ОВОС).

#### **I.2. Съоръжения за временно съхраняване на РАО в СК-2 и съоръжения за временно съхраняване на РАО (могилник) в ЦЗ-2:**

Съоръженията са изградени по оригиналния проект на 3 и 4 блок на АЕЦ "Козлодуй". Прегледът на тяхната безопасност е част от извършените оценки на безопасността на 3 и 4 блок. В периода 1991-2002 за привеждането им в съответствие с действащите норми за ядрена безопасност и радиационна защита последователно са реализирани "Краткосрочна програма за реконструкция" и "Комплексна програма за модернизация" и е извършен задълбочен преглед на безопасността по методологията на МААЕ за периодичен преглед на безопасността.

Резултатите от извършените оценки са отразени в:

- Доклад на МААЕ от проведената през м. юни 2002г. Follow-up SRM, относно удовлетворяване препоръките на МААЕ в технически и експлоатационен аспекти, дефинирани в доклада на OSART и в TECDOC 640 ;
- Доклад за оценка съответствието на нивото на безопасност на 3 и 4 блок с това на блоковете от типа В-213 и с препоръките на WENRA и AQG, извършена от фирма "ENCONET Consulting" ;
- "Техническа обосновка на безопасността на блок 3" - инд.№ РД-ТОБ-В, 2002 г;
- "Техническа обосновка на безопасността на блок 4" - инд.№ РД-ТОБ-Г, 2002 г;

### **I.3. Съоръжения за временно съхраняване на РАО в СК-3:**

Съоръженията са част от проекта на 5 и 6 блок на АЕЦ "Козлодуй". Оценката на тяхната безопасност се съдържа в "Техническа обосновка на безопасността на съоръженията и експлоатацията на 5 и 6 блок" - Октомври 1993г , НЕК АД, клон "АЕЦ Козлодуй" ;

По искане на КИАЕМЦ през м. юли 2000 г е проведена експертна мисия на МААЕ за оценка на техническата адекватност на мерките от "Програмата за модернизация на 5 и 6 блок", статуса на изпълнение на направените препоръки от експертите от МААЕ по време на мисията през 1995 г и статуса на решаване на проблемите на безопасността в съответствие с "Safety issues and their ranking for WWER-1000 model 320 NPPs"(IAEA-EBP-WWER-05). Основният извод, който е направен по време на експертната мисия на МААЕ е, че няма нито една проблемна област на безопасността, в която да не е започнал процес на изпълнение, да не са частично или изцяло изпълнени мероприятия, насочени към разрешаването на съответните проблеми на безопасността.

### **I.4. Изследвания и оценки на безопасността, имащи отношение към всички съоръжения за управление на РАО, разположени на площадката на АЕЦ "Козлодуй"**

Извършени са многобройни изследвания относно сеизмичната оценка на площадката на АЕЦ "Козлодуй", които са допълнени със специфични изследвания за анализ на поведението на оборудването и системите важни за безопасността, при земетресение и сеизмоустойчивостта на сградите при 0.2g (SL2). При изпълнение на цитираните по-горе програми за реконструкция и модернизация са реализирани мерки, подобряващи сеизмичната устойчивост на оборудването, на тръбопроводите и на носещите конструкции.

На базата на периодичния преглед на безопасността и предписанията на АЯР е разработена "Комплексна програма за управление на РАО", определяща целите, принципите, методите и средствата за управление на течните и твърдите РАО по целия технологичен път: генериране, обработване и надеждно изолиране от околната среда. Програмата е основана на изискванията на съществуващите нормативни актове в Република България и принципи на управление на радиоактивните отпадъци, съгласно документите на МААЕ. Извършените и планираните дейности са коментирани в Приложение L-7.



## II. ПРЕГЛЕД НА БЕЗОПАСНОСТТА НА ПХРАО – НОВИ ХАН

### II.1. Оценки по безопасност, извършени от независими организации

#### II.1.1. Проект PHARE BG9107-02-04-01

През 1997 г. е извършена предварителна следексплоатационна оценка на безопасността в рамките на проект по програма PHARE. В тази оценка е анализирано поведението на хранилището за следексплоатационен период от 100 години.

Възможните миграционни пътеки, разгледани в оценката са:

- транспорт с подпочвените води;
- генерация и миграция на газове;
- човешка интрузия;
- природни явления с малка вероятност.

Анализирани са следните сценарии:

- а) текущи условия-нормално поведение;
- б) опции за реконструкция-нормално поведение;
- в) текущи условия-човешка интрузия;
- г) земетресение.

В оценката са използвани следните компютърни кодове NAMMU, HARPHRQ, MASCOT, GAMMON и HINDSITE.

Получените резултати показват, че сумарният риск не надвишава безусловно приемливия радиологичен риск от  $10^{-6} \text{ a}^{-1}$ . Единствено потенциал за надвишаване на дозовия критерий се наблюдава при интрузионните сценарии, поради което се препоръчва институционален контрол от 250-300 години.

Тези резултати могат да се възприемат като предварителни, поради несъответствия в инвентарния състав, липсата на прецизни данни за хидрогеоложките характеристики и разглеждания биорецептор.

#### II.1.2. Техническа обосновка на безопасността, извършена от “Риск инженеринг” ООД, 1997 г.

Разгледана са следните сценарии:

1. разсипване на отпадъци на площадката при товаро-разтоварни дейности и разполагане на РАО в съоръженията;
2. разсипване на отпадъци при транспортно произшествие на площадката;
3. пожар на площадката, предизвикан от транспортна катастрофа и други външни причини;
4. изтичане на радионуклиди от хранилищата при земетресение и наводнение.

Приложен е вероятностен подход на оценка.

Резултатите са следните:

Сценарий 1 – годишен риск за увреждане на здравето  $7,58 \cdot 10^{-9}$ , определящи риска радионуклиди  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ .

Сценарий 2 – годишен риск за увреждане на здравето  $2,90 \cdot 10^{-9}$ , определящи риска радионуклиди  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ .

Сценарий 3 – годишен риск за увреждане на здравето  $3,50 \cdot 10^{-13}$ , определящи риска радионуклиди  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ .

Сценарий 4 – годишен риск за увреждане на здравето  $5,05 \cdot 10^{-4}$ , определящи риска радионуклиди  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ .

Предложени са конкретни мерки за повишаване на безопасността, които са изпълнени от оператора на ПХРАО – Нови хан.

## II.2. Оценки по безопасност, извършени от ПХРАО – Нови хан

### II.2.1. Предварителна оценка на безопасността

Методологията за предварителната оценка на безопасността е разработена и приложена в ПХРАО – Нови хан през 1997 г. в рамките на технически проект на МААЕ “Повишаване на безопасността на ПХРАО – Нови хан” - BUL/4/005.

Разработени са концептуални модели, идентифициращи изтичането на радионуклиди от хранилищните единици, както и транспортната среда, в която присъствието на радиоактивни замърсители могат да резултират в облъчване на човека и радиологични последици за околната среда. Процедурата по конструиране на концептуалните модели се базира на опростен подход при идентификацията на най-важните от гледна точка на безопасността особености, процеси и явления.

При предварителната оценка на безопасност са анализирани и оценени две групи сценарии:

- базов сценарий (нормално поведение на хранилището);
- интрузионни сценарии – (разкопаване на хранилището, строителство на фамилна къща на площадката и заселване в къщата с придружаващо допускане за селскостопанска дейност в района на хранилището).

Поради недостатъчни данни относно хидрогеологията на площадката са приложени емпирични математически модели и опростен подход относно моделирането на:

- поведението и транспорта на радионуклидите в близкото поле и геосферата с водния поток (транспорт и миграция през хранилището, ненаситената и наситената зона);
- биосферата – облъчвателни пътеки, конверсионални фактори и пресмятания на дозовите натоварвания.

От пресмятанията на базовия сценарий са получени следните резултати:

- за изтичане на радионуклиди от хранилищата към геосферата, чрез вариране на коефициентите на разпределение и дефиниране на фактора на забавяне и времето на закъснение със съответстващи предположения за спецификата на адсорбционните процеси:

- максимални стойности за хранилището за твърди РАО –  $^{60}\text{Co}$  –  $5,88 \cdot 10^5$  Вq/a,  $^{90}\text{Sr}$  –  $4,27 \cdot 10^3$  Вq/a (след адсорбция) и  $2,47 \cdot 10^6$  Вq/a (без адсорбция),  $^{137}\text{Cs}$  –  $3,53 \cdot 10^7$  Вq/a;
- максимални стойности за хранилището за биологични РАО –  $^3\text{H}$  –  $8,47 \cdot 10^7$  Вq/a,  $^{14}\text{C}$  –  $7,60 \cdot 10^3$  Вq/a (след адсорбция),  $^{60}\text{Co}$  –  $1,42 \cdot 10^4$  Вq/a,  $^{90}\text{Sr}$  –  $1,02 \cdot 10^4$  Вq/a (след адсорбция) и  $5,95 \cdot 10^6$  Вq/a (без адсорбция),  $^{137}\text{Cs}$  –  $5,09 \cdot 10^6$  Вq/a;
- максимални стойности за инженерната траншея за твърди РАО –  $^{60}\text{Co}$  –  $5,88 \cdot 10^5$  Вq/a,  $^{137}\text{Cs}$  –  $3,53 \cdot 10^7$  Вq/a,  $^{239}\text{Pu}$  –  $1,63$  Вq/a (след адсорбция) и  $3,77 \cdot 10^1$  Вq/a (без адсорбция);
- максимални стойности за хранилището за отработени източници –  $^{60}\text{Co}$  –  $6,23 \cdot 10^9$  Вq/a,  $^{137}\text{Cs}$  –  $1,09 \cdot 10^{10}$  Вq/a,  $^{239}\text{Pu}$  –  $2,79 \cdot 10^2$  Вq/a (след адсорбция);
- концентрацията на радионуклидите във водоносния хоризонт –  $^{137}\text{Cs}$  –  $2,91 \cdot 10^6$  Вq/m<sup>3</sup> за хранилището за твърди РАО;  $^3\text{H}$  –  $1,45 \cdot 10^7$  Вq/m<sup>3</sup> за хранилището за биологични РАО;  $^{137}\text{Cs}$  –  $1,96 \cdot 10^6$  Вq/m<sup>3</sup> за инженерната траншея;  $^{137}\text{Cs}$  –  $6,06 \cdot 10^{10}$  Вq/m<sup>3</sup> за хранилището за отработени източници

- годишни еквивалентни дози от използването на радиоактивно замърсена вода за питейни цели – максимална стойност  $^{90}\text{Sr}$  –  $9,55 \cdot 10^{-11}$  mSv/a за хранилището за твърди РАО.

Основните резултати, получени от пресмятанията на Интрузионните сценарии при изключително консервативни начални условия, са:

- Сценарий строителство – максималните стойности за сумарната годишна еквивалентна доза от ключовите радионуклиди са:
  - хранилище за биологични РАО –  $^3\text{H} - 1,9 \cdot 10^{-15} \text{ Sv/a}$ ,  $^{14}\text{C} - 1,1 \cdot 10^{-6} \text{ Sv/a}$ ,  $^{137}\text{Cs} - 0,41 \cdot 10^{-3} \text{ Sv/a}$ ;
  - хранилище за твърди РАО –  $^{90}\text{Sr} - 0,17 \cdot 10^{-3} \text{ Sv/a}$ ,  $^{137}\text{Cs} - 2,4 \cdot 10^{-3} \text{ Sv/a}$ ;
  - инженерна траншея –  $^{137}\text{Cs} - 1,33 \cdot 10^{-3} \text{ Sv/a}$ .
- Сценарий заселване –  $^{14}\text{C} - 2,9 \cdot 10^{-6} \text{ Sv/a}$ ;  $^{239}\text{Pu} - 1,9 \cdot 10^{-3} \text{ Sv/a}$

Извършената оценка на безопасността е само предварителна идея за прилагане на подходящи методи и модели към реално действащо хранилище при недостатъчни входни данни. Приложени са опростени подходи и консервативни допускания. Идентифицирани са ключовите данни, които трябва да се уточнят в следващите итерации на оценката (инвентар, хидрогеоложки характеристики и хранилищната единица за отработени източници).

### II.2.2. Оценка на безопасността на ПХРАО

Подобрен и актуализиран с препоръките на МААЕ и резултатите от координационната програма за методологии за оценка на безопасността на повърхностни хранилища за РАО на МААЕ (ISAM) методологичен подход, приложен за предварителната оценка на безопасността, е приложен за тази итерация на оценката на безопасността на ПХРАО. Оценката е извършена през 1999 г. в рамките на проект на МААЕ “Повишаване на безопасността на ПХРАО” - BUL/4/005.

Разработени са концептуални модели определящи изтичането на радионуклиди от хранилищните единици, както и транспортната среда, в която присъствието на радиоактивни замърсители могат да резултират в облъчване на човека и радиологични последици за околната среда. Процедурата по конструирането на концептуалните модели се базира на детайлен анализ за идентификацията, сортирането и групирането на най-важните от гледна точка на безопасността особености, процеси и явления (ОПЯ).

Приложен е подходът за съответстваща и изчерпателна идентификация на потенциално възможните ОПЯ, на базата на предварителния списък от ОПЯ на МААЕ в процедурата по генериране на сценариите. Разработена е процедура по идентификация, класификация и отсяване на определените ОПЯ. Допълнително е конструирана и подходяща мрежа от комбинации на дефинираните основни елементи на радиоактивните отпадъци, инженерните бариери и човешкото поведение при генериране на сценариите.

Анализирани и оценени са следните сценарии:

- базов сценарий (измиване и изтичане на радионуклидите);
- сценарий – Pu капсули;
- интрузионен сценарий (на площадката на хранилището).

В тази итерация на оценката са приложени следните математически модели:

- на източника и оценка на скоростта на измиване и транспорт в хранилището и последващия пренос към геосферата;
- на геосферата, чрез използване на времето на закъснение, продуцирано от наличието на ненаситена зона и чрез адвекционно-дисперсионното уравнение за транспортния процес в наситената зона;
- на биосферата, за оценка на вътрешното и външното облъчване за малка селскостопанска ферма, строителство на къща и заселване на площадката.

Тези математически модели са въведени в компютърния код AMBER.

В тази оценка са направени две итерации с вариране на ключовите параметри – коефициенти на разпределение, хидравлична проводимост и хидравличен градиент, комбинирани в две конфигурации – консервативна, даваща максимални стойности за очакваната миграция и втора с използване на наличните данни от геоложките проучвания на площадката.

Резултатите за максималните стойности на дозите – базов сценарий (консервативна конфигурация) са:

Хранилище за биологични РАО - обща доза на облъчване ( $D_{tot}$ ) -  $^{14}\text{C}$  –  $1,47 \cdot 10^{-5}$  Sv/a; доза от външно облъчване ( $D_{ext}$ ) –  $^{90}\text{Sr}$  –  $2,72 \cdot 10^{-12}$  Sv/a; доза от вдишване на прах ( $D_{dust}$ ) –  $^{14}\text{C}$  –  $1,9 \cdot 10^{-12}$  Sv/a; доза от поглъщане ( $D_{ing}$ ) -  $^{14}\text{C}$  –  $8,31 \cdot 10^{-5}$  Sv/a;

Хранилище за твърди РАО -  $D_{tot}$  –  $^{90}\text{Sr}$  –  $4,2 \cdot 10^{-7}$  Sv/a;  $D_{ext}$  –  $^{90}\text{Sr}$  –  $1,80 \cdot 10^{-11}$  Sv/a;  $D_{dust}$  –  $^{90}\text{Sr}$  –  $7,5 \cdot 10^{-14}$  Sv/a;  $D_{ing}$  –  $^{90}\text{Sr}$  –  $4,0 \cdot 10^{-7}$  Sv/a;

Инженерна траншея -  $D_{tot}$  –  $^{239}\text{Pu}$  –  $6,9 \cdot 10^{-8}$  Sv/a;  $D_{ext}$  –  $^{239}\text{Pu}$  –  $1,2 \cdot 10^{-13}$  Sv/a;  $D_{dust}$  –  $^{239}\text{Pu}$  –  $1,6 \cdot 10^{-10}$  Sv/a;  $D_{ing}$  –  $^{239}\text{Pu}$  –  $1,2 \cdot 10^{-13}$  Sv/a;

Хранилище за отработени източници -  $D_{tot}$  –  $^{239}\text{Pu}$  –  $5,5 \cdot 10^{-5}$  Sv/a;  $D_{ext}$  –  $^{227}\text{Ac}$  –  $3,4 \cdot 10^{-9}$  Sv/a;  $D_{dust}$  –  $^{239}\text{Pu}$  –  $3,1 \cdot 10^{-7}$  Sv/a;  $D_{ing}$  –  $^{239}\text{Pu}$  –  $5,4 \cdot 10^{-5}$  Sv/a;

Цялото хранилище -  $D_{tot}$  –  $^{239}\text{Pu}$  –  $1,6 \cdot 10^{-4}$  Sv/a;  $D_{ext}$  –  $^{239}\text{Pu}$  –  $1,4 \cdot 10^{-9}$  Sv/a;  $D_{dust}$  –  $^{239}\text{Pu}$  –  $9,6 \cdot 10^{-7}$  Sv/a;  $D_{ing}$  –  $^{239}\text{Pu}$  –  $9,6 \cdot 10^{-7}$  Sv/a;

Резултати от пресмятанята на сценарий – Pu капсули:

Този сценарий е генериран и приложен специално и единствено само за хранилищната единица за отработени източници, където са погребани Pu източници инкорпорирани в керамични капсули.

Максималните стойности за дозите по отношение на двете конфигурации от параметри са: -  $5,93 \cdot 10^{-6}$  Sv/a и  $1,03 \cdot 10^{-11}$  Sv/a.

Получените резултати от пресмятанята на интрузионния сценарий – разкопаване и строителство показват следното:

Хранилище за биологични РАО – максимална доза за работника е  $5,0 \cdot 10^{-2}$  Sv/a, ключовият радионуклид е  $^{137}\text{Cs}$ , а основната облъчвателна пътека е външното облъчване.

Хранилище за твърди РАО – максимална доза за работника е  $1,1 \cdot 10^{-1}$  Sv/a, ключовият радионуклид е  $^{137}\text{Cs}$ , а основната облъчвателна пътека е външното облъчване.

Инженерна траншея – максимална доза за работника е  $1,1 \cdot 10^{-1}$  Sv/a, ключовият радионуклид е  $^{137}\text{Cs}$ , а основната облъчвателна пътека е външното облъчване.

Хранилище за отработени източници – максимална доза за работника е  $9,5$  Sv/a, ключовият радионуклид е  $^{137}\text{Cs}$ , а основната облъчвателна пътека е външното облъчване. В дълговременната скала ключовите радионуклиди са  $^{239}\text{Pu}$  and  $^{226}\text{Ra}$ , а основната облъчвателна пътека е инхалацията.

Резултатите от пресмятанята на интрузионния сценарий- заселване са:

Хранилище за биологични РАО – максималната стойност на сумарната индивидуална доза се формира основно от  $^{14}\text{C}$  -  $1,2 \cdot 10^{-3}$  Sv/a, а ключовата облъчвателна пътека е поглъщането.

Хранилище за твърди РАО – максималната стойност на сумарната индивидуална доза се формира основно от  $^{137}\text{Cs}$  -  $2,12 \cdot 10^{-7}$  Sv/a, а ключовата облъчвателна пътека е поглъщането.

Инженерна траншея – максималната стойност на сумарната индивидуална доза се формира основно от  $^{137}\text{Cs}$  -  $2,7 \cdot 10^{-7}$  Sv/a, а ключовата облъчвателна пътека е външното облъчване.

Хранилище за отработени източници – максималната стойност на сумарната индивидуална доза е  $1,0 \cdot 10^{-1}$  Sv/a и се формира основно от  $^{226}\text{Ra}$  чрез инхалация и поглъщане, а от  $^{239}\text{Pu}$  - чрез инхалация.

Основните изводи и заключения след извършването на тази итерация на оценката на безопасността на ПХРАО – Нови хан са:

- необходимо е допълнително уточняване на инвентара по отношение на  $^3\text{H}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  и  $^{14}\text{C}$ ;
- необходими са допълнителни геоложки и хидрогеоложки изследвания на площадката;
- използван е опростен модел на биосферата;
- интрузията на човек в хранилището е идентифицирана като потенциално най-опасната пътека за радиационно въздействие – направен е извод в следващата итерация на оценката да не се прилагат толкова консервативни условия при моделиране на интрузията;
- обоснованата продължителност на институционалния контрол след затварянето на хранилището е 300 г.
- подчертана е необходимостта от разработване на нормативни документи, касаещи оценките по безопасност.

### II.2.3. Оценка на безопасността – втора версия

Тази оценка е извършена на базата на препоръчания от МААЕ методологичен подход за моделиране на хранилище тип ”гробница” в координационната програма ISAM през 2001 и 2002 г. в рамките на техническия проект с МААЕ “Повишаване на безопасността на ПХРАО”- BUL/4/005.

Разработени са концептуални модели, определящи изтичането на радионуклиди от хранилищните единици, както и транспортната среда, в която присъствието на радиоактивни замърсители могат да резултират в облъчване на човека и радиологични последствия за околната среда. Процедурата по създаване на концептуалните модели се базира на детайлен анализ за идентификацията, сортирането и групирането на най- важните от гледна точка на безопасността ОПЯ (особености, процеси и явления), използвайки подхода на матрицата на взаимодействията.

Приложен е подходът за съответстваща и изчерпателна идентификация на потенциално възможните ОПЯ на базата на предварителния списък от ОПЯ на МААЕ в процедурата по генериране на сценариите. Разработена е процедурата за идентификация, класификация и отсяване на определени ОПЯ. Допълнително е конструирана и подходящата мрежа от комбинации на дефинираните основни елементи на радиоактивните отпадъци, инженерните бариери и човешкото поведение при генериране на сценариите.

Анализирани и оценени са следните сценарии:

- базов сценарий – определяне на очакваното поведение на системата, след анализиране на външните ОПЯ и свързаните с безопасността функции (отнасящи се до хранилищната система и геосферата, без никаква човешка интрузия), предполагайки институционален контрол за период от 300 години. Пресмятанията са извършени за две транспортни среди:

- изтичане на разтвори;
- изтичане на газове.

Разработена е идентификацията на алтернативни сценарии на базата на сравнение на всяка категория външни ОПЯ в списъка на ISAM с дефинираните изходни условия за базовия сценарий. Идентифицираните сценарии – геоложки, климатични промени и лош проект са

отхвърлени от тази итерация за разглеждане с препоръка да се анализират и оценят в след-експлоатационната оценка на безопасността.

- интрузионен сценарий – след пасивния институционален контрол. Този сценарий разглежда дейности, свързани с разкопаване, строителство и заселване на площадката, като са разгледани две различни хипотетични групи:

- работник, който извършва изкопните и строителни работи;
- заселник в новопостроена на площадката къща.

Приложените в тази итерация математически модели се отнасят до:

- моделиране на източника при процесите на измиване и просмукване с инфилтриращата се вода към геосферата;
- моделиране на източника при изтичането на газове;
- моделиране на геосферата, чрез използване на времето на закъснение, определено от наличието на ненаситена зона и чрез адвекционно-дисперсионното уравнение за транспортния процес в наситената зона;
- моделиране на концентрацията на разглежданите радионуклиди във въздуха при изтичането на газове;
- модел на биосферата, включващ оценка на вътрешното и външното облъчване за малка селскостопанска ферма, строителство на къща и заселване на замърсената площадка и в резултат на инхалацията от изтичане на газове.

Математическите модели са имплементирани в компютърния код AMBER

Получените от пресмятанията резултати за базовия сценарий – изтичане на разтвори, показват по-ниски стойности от приетия радиологичен критерий 1 mSv/a.

Максималната стойност за сумарната индивидуална доза за хранилището за биологични РАО –  $2 \cdot 10^{-7}$  Sv/a, формирана от  $^{14}\text{C}$ ; за хранилището за твърди РАО -  $1 \cdot 10^{-8}$  Sv/a, формирана от  $^{14}\text{C}$ ; за инженерната траншея -  $0,8 \cdot 10^{-15}$  Sv/a, формирана от  $^{235}\text{U}$ ,  $^{227}\text{Ac}$  и  $^{231}\text{Pa}$ , както и от дъщерните продукти на разпад на  $^{239}\text{Pu}$ ; за хранилището за отработени източници –  $0,2 \cdot 10^{-9}$  Sv/a, формирана от  $^{231}\text{Pa}$  и  $^{227}\text{Ac}$ . Ключовата облъчвателна пътека е поглъщането.

Резултатите от пресмятанията при изтичането на газове също показват стойности по-ниски от приетия радиологичен критерий. Ключовият радионуклид определящ най-висока доза е  $^{222}\text{Rn}$  –  $8 \cdot 10^{-4}$  Sv/a, докато дозата, формирана от  $^{14}\text{C}$  е по-малка от  $1 \cdot 10^{-8}$  Sv/a, а от  $^3\text{H}$  е по-малка от  $1 \cdot 10^{-10}$  Sv/a.

Като резултат от интрузионните сценарии в хранилището могат да възникнат дози до  $1,0 \cdot 10^{-2}$  Sv/a (основно в резултат на  $^{137}\text{Cs}$ ) в следващите 300 години за човек, който ще извършва изкопни дейности. Дозата, формирана от  $^{239}\text{Pu}$  ( $6,07 \cdot 10^{-5}$  Sv/a) е също висока, но по-малка от радиологичния критерий и е практически постоянна за дълъг период от време. Резултатите от сценария – Заселване след 300 години – показват, че индивидуалните дози са по-ниски от приетия радиологичен критерий, включително за цялото хранилище – максималната сумарна доза е  $1,51 \cdot 10^{-4}$  Sv/a в резултат на  $^{226}\text{Ra}$ .

Извършени са анализи за чувствителността на параметрите. Ключовият параметър, който е анализиран, е коефициентът на разпределение, като за него са проведени три отделни итерации с използване на минимална, максимална и най-добра стойност.

Извършени са анализи за неопределеност, както и валидиращи итерации за експериментално получените в ПХРАО сорбционни коефициенти и трансферни коефициенти на почва-растения за Cs и Co. Разработена е и доверителната документация, като част от оценката на безопасността.

Посочената итерация на оценката е направена със съвременни и препоръчани от МААЕ подходи на базата на данни от последната ревизия на документацията за инвентара на хранилището. Представени са детайлни анализи и оценка на основните транспортни пътеки – разтвор и газ. Използван е подходът на Матрицата на взаимодействията при конструирането на концептуалните модели. Направени са препоръки отново за необходимостта от допълнителни хидрогеоложки изследвания на площадката.

Резултатите от оценката по безопасност на ПХРАО демонстрират, че хранилището е безопасно и подходящо за погребване на ниско- и средноактивни отпадъци и е направен извода, че не е подходящо в този вид за погребване на РАО, съдържащи дългоживеещи радионуклиди.

#### **II.2.4. Следексплоатационна оценка на безопасността**

Приложен е препоръчаният от МААЕ подход с редица подобрения. Итерацията е извършена през 2002 г. в рамките на проект на МААЕ -BUL/4/005.

Разработени са концептуални модели определящи изтичането на радионуклиди от хранилищните единици, както и транспортната среда, в която присъствието на радиоактивни замърсители могат да резултират в облъчване на човека и радиологични последици за околната среда. Процедурата по конструиране на концептуалните модели се базира на детайлен анализ за идентификацията, сортирането и групирането на най- важните от гледна точка на безопасността ОПЯ (особености, процеси и явления), използвайки подхода на матрицата на взаимодействията. Допълнително в тази итерация на следексплоатационната оценка на ПХРАО е използван подходът за дефиниране на системата от процесите и въвеждането на понятието “референтна система”, определена на базата на детайлен анализ на очакваната еволюция на системата във времето.

Приложен е подходът за съответстваща и изчерпателна идентификация на потенциално възможните ОПЯ на базата на предварителния списък от ОПЯ на МААЕ в процедурата по генерирането на сценариите. Разработена е процедурата по идентификация, класификация и отсяване на определени ОПЯ. За всеки сценарий е конструирана матрица на взаимодействията с точна формулировка на главните диагонални елементи и детайлно описание на взаимодействията между тях, показани от извън диагоналните елементи.

Определени са следните сценарии:

- еволюционни сценарии;
- сценарий геоложки промени (тектонски процеси, сеизмичност и реакция на хидроложката система на промените в геоложката среда);
- сценарий климатични промени (локални и регионални);
- сценарии бъдещи човешки дейности;
- интрузия на хора – разкопаване и експлоатация на минни изработки, строителство на пътища, сгради и селскостопански дейности;

Сценариите, основани на явления с много малка вероятност, като експлозии в резултат на терористични актове са отхвърлени от разглеждане в тази итерация на оценката.

Разработена е идентификацията на алтернативните сценарии на базата на детайлен анализ на проспективната еволюция на референтната система (включително близко поле, геосфера и биосфера). Като резултат от алтернативната концептуализация на референтната система са идентифицирани следните алтернативни сценарии:

- напукана геоложка система;
- слягане на покривния слой;

- интрузия на животни.

Приложените математически модели в тази оценка са:

- моделиране на източника при процесите на измиване и просмукване с инфилтриращата се вода към геосферата;
- моделиране на геосферата, чрез използване на времето на закъснение, продуцирано от наличието на ненаситена зона и чрез адвекционно-дисперсионното уравнение за транспортния процес в наситената зона;
- модел на биосферата, включващ оценката на всички облъчвателни пътеки, с предположенията направени за интрузионните сценарии.

Математическите модели са имплементирани в компютърния код AMBER.

Резултатите, получени от пресмятанията на проспективната еволюция на референтната система, показват следното:

- Сумарна доза -  $5,83 \cdot 10^{-7}$  Sv/a;
- Основен разпределител – хранилище за твърди РАО;
- Ключов радионуклид –  $^{14}\text{C}$ ;
- Ключова облъчвателна пътека – поглъщане.

Резултатите от пресмятанията на алтернативната концептуализация на референтната система показват следното:

- Напукана геоложка система
  - Сумарна доза -  $1,39 \cdot 10^{-5}$  Sv/a;
  - Основен разпределител - хранилище за твърди РАО;
  - Ключов радионуклид –  $^{14}\text{C}$ ;
  - Ключова облъчвателна пътека – поглъщане.
- Слягане на покривния слой
  - Сумарна доза -  $1,18 \cdot 10^{-6}$  Sv/a;
  - Основен разпределител - хранилище за твърди РАО;
  - Ключов радионуклид –  $^{14}\text{C}$ ;
  - Ключова облъчвателна пътека – поглъщане.
- Интрузия на животни
  - Сумарна доза -  $2,025 \cdot 10^{-5}$  Sv/a;
  - Основен разпределител - хранилище за твърди РАО;
  - Ключов радионуклид –  $^{14}\text{C}$ ;
  - Ключова облъчвателна пътека – поглъщане.

Получените резултати от пресмятанията на проспективната еволюция на алтернативните сценарии показват следното:

- Промени в геоложката система
  - Сумарна доза -  $3,46 \cdot 10^{-4}$  Sv/a;
  - Основен разпределител – хранилище за отработени източници;
  - Ключов радионуклид –  $^{226}\text{Ra}$ ;  $^{239}\text{Pu}$ ;  $^{210}\text{Po}$ ,  $^{210}\text{Pb}$ ;
  - Ключова облъчвателна пътека – поглъщане.
- Промени в климатичната система
  - Сумарна доза -  $5,38 \cdot 10^{-6}$  Sv/a;
  - Основен разпределител - хранилище за твърди РАО;
  - Ключов радионуклид –  $^{14}\text{C}$ ;
  - Ключова облъчвателна пътека – поглъщане.



- Интрузия на хора

- Строителство на път

$D_{\text{tot max}}$  - инженерна траншея –  $3,8 \cdot 10^{-6}$  Sv/a;

$D_{\text{tot max}}$  - хранилище за биологични РАО –  $5,33 \cdot 10^{-7}$  Sv/a;

$D_{\text{tot max}}$  - хранилище за твърди РАО –  $1,78 \cdot 10^{-4}$  Sv/a;

$D_{\text{tot max}}$  - хранилище за отработени източници –  $2,1 \cdot 10^{-2}$  Sv/a;

$D_{\text{tot max}}$  - ПХРАО –  $2,28 \cdot 10^{-2}$  Sva<sup>-1</sup>.

- Строителство на къща

$D_{\text{tot max}}$  - инженерна траншея –  $2,378 \cdot 10^{-5}$  Sv/a;

$D_{\text{tot max}}$  - хранилище за биологични РАО –  $3,22 \cdot 10^{-6}$  Sv/a;

$D_{\text{tot max}}$  - хранилище за твърди РАО –  $1,01 \cdot 10^{-3}$  Sv/a;

$D_{\text{tot max}}$  - хранилище за отработени източници –  $2,6 \cdot 10^{-2}$  Sv/a;

$D_{\text{tot max}}$  - ПХРАО –  $2,72 \cdot 10^{-2}$  Sva<sup>-1</sup>.

- Заселване на площадката

$D_{\text{tot max}}$  - инженерна траншея –  $3,7 \cdot 10^{-8}$  Sv/a;

$D_{\text{tot max}}$  - хранилище за биологични РАО –  $9,78 \cdot 10^{-5}$  Sv/a;

$D_{\text{tot max}}$  - хранилище за твърди РАО –  $2,34 \cdot 10^{-3}$  Sv/a;

$D_{\text{tot max}}$  - хранилище за отработени източници –  $1,3 \cdot 10^{-2}$  Sv/a;

$D_{\text{tot max}}$  - ПХРАО –  $1,53 \cdot 10^{-2}$  Sv/a;

Следексплоатационната оценка по безопасност на ПХРАО определя безопасността на хранилището по един модерен, детайлен и приложим подход, който е в състояние да идентифицира всички възможни рискови явления при погребването на РАО в повърхностно хранилище. Потвърден е изводът за неприложимостта на хранилището за погребване на РАО, съдържащи радионуклиди с дълъг период на полуразпад.

## **МЕРКИ ЗА ПОВИШАВАНЕ НА БЕЗОПАСНОСТТА НА СЪОРЪЖЕНИЯ ЗА УПРАВЛЕНИЕ НА РАДИОАКТИВНИ ОТПАДЪЦИ**

Настоящото приложение отразява мерките за повишаване на безопасността на съществуващите към момента на влизане в сила на Единната конвенция съоръжения за управление на радиоактивни отпадъци, предприети в резултат на извършените прегледи на безопасността. Изпълнението на конкретните мерки е свързано с разработване от страна на операторите на съоръженията на програми, които съответстват на изискванията на съществуващите нормативни актове в Република България и принципите на управление на радиоактивните отпадъци в документите на МААЕ.

### **1. Мерки за повишаване на безопасността на съоръжения за управление на РАО на площадката на "АЕЦ Козлодуй" ЕАД**

#### **1.1 Съоръжения за временно съхраняване на РАО в СК-1 и съоръжения за временно съхраняване на РАО (могилник) в ЦЗ-1**

За осигуряване на безопасността на 1 и 2 блок при тяхното извеждане от експлоатацията изпълнени :

- Техническата обосновка на безопасността (ТОБ);
- Оценка на въздействието върху околната среда" - (ОВОС).

В резултат на извършените оценки са набелязани следните мерки с цел подготовка за безопасно съхраняване :

- лицензиране на процесите по безопасното извеждане от експлоатация на блокове 1 и 2;
- дезактивация и преработване на отпадъците ;
- рехабилитация на СК-1;
- изграждане на нови инсталации и модифициране на съществуващите, необходими за безопасното извеждане от експлоатация на блокове 1 и 2, като :
  - вентилация и отопление;
  - електрозахранване и осветление;
  - допълнителни системи за радиационен контрол и управление;
  - адаптиране на системите за пожароизвестяване и пожарогасене;
  - освобождаване на блоковете от ОЯГ;
  - изграждане на допълнителни мощности за съхраняване на ОЯГ;
  - преработване, кондициониране и безопасно съхраняване на РАО;
- съхраняване на нормална работна среда в помещенията, осигуряване на предпазни и защитни средства;
- извършване на здравна профилактика на персонала.
- закупуване на оборудване за оценка на радиологичното състояние и алфа-спектрометрия на съоръженията и производствените помещения ;
- закупуване на оборудване за дезактивация на съоръженията и производствените помещения на блокове 1 и 2.

## **1.2. Други съоръжения за управление на РАО, разположени на площадката на АЕЦ “Козлодуй”**

Извършените и планирани дейности за повишаване на безопасността на съществуващите съоръжения за управление на РАО на площадката на АЕЦ “Козлодуй” са в следните основни насоки:

- оптимизиране на съществуващите практики в управлението на РАО в АЕЦ “Козлодуй” с цел повишаване нивото на безопасност;
- кондициониране на твърдите РАО и течните радиоактивни концентрати, получавани при експлоатацията на ядрените съоръжения;
- кондициониране на твърдите РАО и течните радиоактивни концентрати, получавани при извеждане на ядрените съоръжения от експлоатация;
- дълговременно съхраняване (вкл. погребване) на кондиционираните РАО;
- минимизиране на РАО - по активност и обем.

За решаване на основната оптимизационна задача при управлението на РАО - минимизиране на активността на генерираните РАО и на обема на подлежащите на погребване РАО, са набелязани следните конкретни мерки:

- разделяне на различните потоци РАО;
- недопускане на необосновано радиоактивно замърсяване на чисти материали, използвани в контролираната зона;
- адаптиране в практиката на АЕЦ “Козлодуй” на нови методи и технологии за обработване на РАО – дезактивация, намаляване на обема, намаляване на активността, промяна на състава;
- повторно използване, включително рециклиране, на радиоактивно замърсените материали след подходящо обработване;
- обосноваване на практики за освобождаване от регулаторен контрол в съответствие с нормативните изисквания.

## **2. Мерки за повишаване на безопасността на ПХРАО – Нови хан**

Мерките за повишаване на безопасността на ПХРАО – Нови хан са определени в:

- Програма за повишаване на безопасността на ПХРАО – Нови хан, основана на анализите на техническия проект BUL4/005 на МААЕ;
- Проект за реконструкция и модернизация на ПХРАО – Нови хан.

В периода след подписване на настоящата конвенция са реализирани следните конкретни мерки.

### **2.1. Организационни мерки:**

- обособяване на ПХРАО – Нови хан като самостоятелна структурна единица в ИЯИЯЕ;

- усъвършенстване на административната структура на ПХРАО – Нови хан с ясно дефиниране на отговорностите, правата и задълженията на отделите и длъжностните лица;
- разработване и внедряване на система за осигуряване на качеството.

### **2.2. Технически мерки:**

- ремонт на повърхностните части на съоръженията за погребване на РАО (хранилище за отработени източници, хранилище за твърди РАО, хранилище за биологични РАО, инженерна траншея за твърди РАО), включително и изграждане на защитен капак на хранилището за погребване на отработени източници;

- ремонт и преустройство на сградния фонд, включително изграждане на обслужваща сграда, ремонт и реконструкция на спецканализация и спецвентилация, реагентна система за приготвяне на разтвори за дезактивация, изграждане на мълнезащита, реконструкция на санпропусника;

- ремонт и реконструкция на инфраструктурата на обекта, в т.ч. водозахранване, електрозахранване (включително осигуряване на резервно електрозахранване);

- изграждане на система за противопожарна защита, включително монтиране на резервоари с общ обем 180 m<sup>3</sup> за осигуряване на аварийен резерв от вода;

- осигуряване на физическата защита и безопасност на обекта в т.ч. изграждане на допълнителни огради, технически средства за физическа защита по периметъра на хранилището, система за ранно оповестяване, система за денонощен контрол на охранителните и наблюдателно-предупредителни съоръжения вкл. и непрекъснат видеоконтрол на съоръженията за погребване и съхраняване, противотерористичен входен комплекс с механизирани портали и шлюзова организация;

- осигуряване на технически средства за предотвратяване на несанкциониран внос/износ на радиоактивни материали;

- осигуряване на специализирани транспортни средства, технически средства за механизация на товароразтоварните работи, осигуряване на измерителна апаратура за радиационен контрол и мониторинг, входящ контрол и идентификация на РАО, технологичен контрол на съоръженията;

- изграждане на съоръжения за временно съхраняване на новопостъпващите нискоактивни РАО;

- изграждане на съоръжения за временно съхраняване на новопостъпващите средноактивни РАО;

- изграждане на съоръжения за временно съхраняване на източници от облъчвателни уустановки, приети като РАО;

- усъвършенстване на радиационния контрол и мониторинг на околната среда.

Предстояща дейност е инвестиционна програма за изграждане на съоръжение за преработване на ниско и средноактивни РАО и съоръжение за преработване на високоактивни отработени източници.

В съоръженията за временно съхраняване на РАО на площадката на ПХРАО – Нови хан се съхраняват и ще постъпват за съхраняване мощни гама-източници и източници, съдържащи дългоживущи алфа-емитери, които не могат да бъдат погребвани в приповърхностни съоръжения. С цел създаване на условия за безопасното им погребване и изолиране от околната среда ИЯИЯЕ е разработил програма за оценка на пригодността на площадката на дълбока шахта Габра (дълбочина 240 m) за изграждане на хранилище, подкрепена с технически проект на МААЕ BUL4/005. Анализират се и различни варианти за повишаване на безопасността на съществуващото на площадката на ПХРАО – Нови хан хранилище за отработени източници (изграждане на допълнителни интрузионни бариери, извличане на отработените източници).

**СПИСЪК НА ДОКЛАДИ ОТ МЕЖДУНАРОДНИ МИСИИ И ПРОЕКТИ,  
СВЪРЗАНИ С БЕЗОПАСНОСТТА НА СЪОРЪЖЕНИЯ  
ЗА СЪХРАНЕНИЕ НА ОТРАБОТЕНО ГОРИВО  
И НА СЪОРЪЖЕНИЯ ЗА СЪХРАНЕНИЕ НА РАДИОАКТИВНИ  
ОТПАДЪЦИ**

1. Assessment and upgrading of the Novi Han Monitoring system, 2002, Contract ENV.C.2/SER/2000/0006
2. Support for the establishment of a State Body for RAW and to the activities of the RWM Fund, Final report, Dec.2001, PHARE contract BG9809-02-01
3. Radioactive Waste Management in Bulgaria, Final report, Feb.1997, PHARE contract BG9107-02-04-01
4. Report on a PHARE mission to Bulgaria during April 1993, CCE-DG1 PHARE/TACIS Contract No. ZZ.93.01/01.01/B022
5. Provision of assistance in the preparation of draft ToRs in respect of projects for Novi Han Repository, BUL4/005-02-5, 2002, J.Mathieson
6. Technical control for closure of sealed sources disposal facility at Novi Han Repository, BUL4/005-02-4, 2002, A.E.Arustamov
7. Assistance in evaluation of possible backfilling options for spent sealed sources disposal vault at Novi Han Repository, BUL4/005-02-3, 2002, P.Ormai
8. Technical control for closure of sealed sources disposal facility at Novi Han Repository, BUL4/005-02-2, 2001, M.I.Ojovan, A.E.Arustamov
9. Technical control for closure of sealed sources disposal facility at Novi Han Repository, BUL4/005-02-1, 2001, M.I.Ojovan
10. Establishment of a QA system for Novi Han Repository, BUL4/005-07, 1998, F.Gómez López
11. Preparation of report for improvement of Novi Han Repository, BUL4/005-06, 1998, A.S. Barinov
12. Evaluation of radiological monitoring and control practice, BUL4/005-05, 1998, T.Ortiz Ramis
13. Feasibility study for construction of above ground facility, BUL4/005-04, 1998, D.A.Wells
14. Preliminary safety assessment of Novi Han Repository, BUL4/005-03, 1997, M.W.Kozak
15. Evaluation of the monitoring Novi Han Repository, BUL4/005-02, 1997, S.A.Richet
16. Assessment of the available options for improving the safety of Novi Han Repository, End of mission report, BUL4/005-01, 1997, A.S. Barinov
17. Status of the national repository Novi Han – workplan for siting and designing of a near surface repository, BUL/9/016, Y.Marque, D.Subasic, 1995
18. Safety assessment for the screening and site selection investigations of near-surface radioactive waste disposal facilities, BUL/9/016, J.Tamborini, M.J.Akins, 1994
19. Radioactive waste management – Bulgaria, Radioactive waste management advisory programme (WAMAP), IAEA-TA-2420, 1988

## МИСИИ НА "АЕЦ КОЗЛОДУЙ" ЕАД

### 1. МИСИИ OSART

1.	OSART	V блок	1991
2.	SRM	I-IV блок	юни 1991
3.	SRM (Follow-up) мисия	I-IV блок	април 1993
4.	SRM (Follow-up) мисия	I-IV блок	юли 1994
5.	SRM	V блок	юни 1995
6.	SRM Повторна проверка по резултатите от SRM -91	I-IV блок	януари 1996
7.	OSART'99	I-IV блок	януари 1999
8.	Експертна мисия за преглед на програмата за модернизация на 5 и 6 блок от МААЕ	V и VI блок	10-14 юли 2000
9.	OSART -Follow-up мисия	I-IV блок	15-19 януари 2001
10.	SRM на МААЕ	III и IV блок	24-28 юни 2002

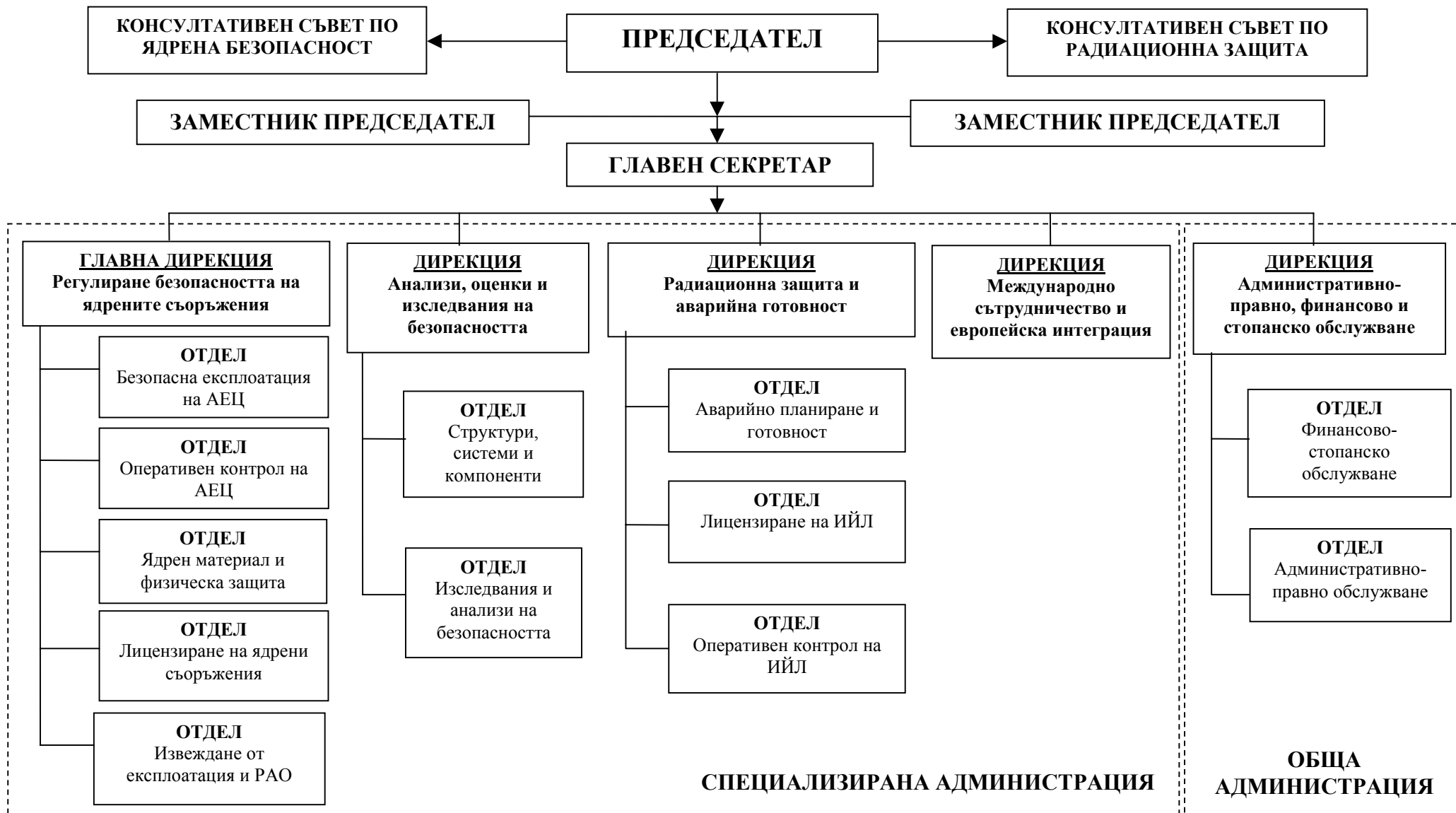
### 2. МИСИИ ASSET

1.	ASSET	I-IV блок	1990
2.	ASSET - Повторна мисия за проверка прилагането на препоръките от 1990 година	I-IV блок	1992
3.	ASSET -Follow-up мисия (заклучителна)	I-IV блок	септември 1993
4.	ASSET основна	V -VI блок	ноември 1994
5.	ASSET	V -VI блок	ноември 1997

### 3. ДРУГИ МИСИИ

1.	Мисия G-24 по сеизмиката на АЕЦ		февруари 1995
2.	Мисия по радиоактивните отпадъци		март 1995
3.	Benchmark Мисия по сеизмиката на АЕЦ		май 1995
4.	Партньорска проверка на WANO	V -VI блок	28.10-21.11.1995
5.	Мисия на МААЕ IPPAS за проверка на физическата защита	I – VI бл. и ИРТ-2000	1996
6.	Експертна мисия на МААЕ по разработване, валидиране и верифициране на аварийни процедури	V -VI блок	18-22.08 1997
7.	Експертна мисия по PHARE -Risk Audit (БАБ- I ниво)	V -VI блок	23-17 ноември 1998
8.	Експертна мисия на МААЕ по разработване, валидиране и верифициране на аварийни процедури	V -VI блок	30.08-3.09. 1999
9.	Мисия на ЕС - WENRA	I-IV блок	октомври 1999
10.	IPERS мисия	III и IV блок	??
11.	SRM мисия за преглед на програмата за модернизация	V -VI блок	10-14 юли 2000
12.	Мисия за преглед на програмата за модернизация (Cost /Benefit Analysis)	V -VI блок	24-28ли 2000
13.	Експертна мисия за преглед на програмата за модернизация на блокове 1-4	I-IV блок	октомври 2000
14.	Мисия на МААЕ за оценка организационна та структура на “АЕЦ Козлодуй” ЕАД		19-23 февруари 2001
15.	Мисия на МААЕ IPPAS за проверка на физическата защита (Follow-up)	I – VI бл. и ИРТ-2000	Февруари 2002

## ОРГАНИЗАЦИОННО-УПРАВЛЕНСКА СТРУКТУРА НА АЯР



## ЧОВЕШКИ И ФИНАНСОВИ РЕСУРСИ

### I. Човешки ресурси

#### АЕЦ “Козлодуй”

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

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

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

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

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

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

Критериите и изискванията за обучението, квалификацията и правоспособността на кадрите, работещи в областта на атомната енергия, са формулирани в Наредба № 6 от 1989 г. на КИАЕМЦ. Най-новите изисквания към работещите в областта на използването на ядрената енергия се определят в Закона за безопасно използване на ядрената енергия (ЗБИЯЕ) от 28.06.2002 год.

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

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

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

- група А - оперативен и ръководен персонал, подлежащ на атестиране от Държавна квалификационна комисия (определените в съответствие с Наредба № 6 на КИАЕМЦ длъжности);
- група Б – ръководители, специалисти и изпълнителски персонал в структурните звена на “АЕЦ Козлодуй” ЕАД, подлежащи на изпит по техническа експлоатация и не обхванати в група “А”;
- група В – ръководители, специалисти, изпълнителски и помощен персонал в структурните звена на “АЕЦ Козлодуй” ЕАД, не обхванати в групи А и Б.

Квалификационните изисквания за заемане на всяка длъжност в “АЕЦ Козлодуй” ЕАД са описани подробно в длъжностните характеристики за съответното работно място.



Длъжностните характеристики на персонала, пряко зает с управление на радиоактивните отпадъци и ОГ, се съгласуват с Агенцията за ядрено регулиране.

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

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

- утвърден от председателя на агенцията списък на персонала, зает с управлението на радиоактивни отпадъци и отработено ядрено гориво, подлежащ на признаване на правоспособност от Държавна квалификационна комисия (ДКК);
- провеждане на изпити на персонала, подлежащ на признаване на правоспособност по утвърдени от председателя на агенцията изпитни конспекти;
- назначаване на Държавната квалификационната комисия от председателя на агенцията, съгласувано с министъра на здравеопазването;
- удостоверението за правоспособност има ограничен срок – до пет години.

Персоналът, пряко зает с управлението на радиоактивните отпадъци и ОГ е с призната правоспособност от Агенцията за ядрено регулиране.

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

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

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

Обучението на персонала се реализира чрез типови програми за обучение, а проверката на квалификацията – по изпитни конспекти.

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

В Таблица L-10.1 е представена справка за образованието на персонала в структурните звена, имащи отношение към управлението на РАО и ОГ в "АЕЦ Козлодуй" ЕАД и техните основни функции :

Таблица L-10.1

Структурно звено	Основни функции	Общо персонал	Висше образование	Средно	Основно
Дирекция Б и К	- методическо ръководство и координиране на безопасността ; - осигуряване на качеството; - независим вътрешен контрол на ядрената безопасност и радиационната защита; -метрологично осигуряване и мониторинг на околната среда	<b>248</b>	<b>147</b> 59.28 %	<b>100</b> 40.31 %	<b>1</b> 0.41 %
Дирекция "Производство"					
Управление "Р"	- ефективно управление на ресурса;	<b>592</b>	<b>56</b> 9.46 %	<b>374</b> 63.18 %	<b>162</b> 27.36 %
Управление "ИТО"	- инженерно обезпечаване на ХОГ ; - планиране, координиране и анализ на изпълнението на производствената програма	<b>267</b>	<b>63</b> 23.60 %	<b>169</b> 63.3 %	<b>35</b> 13.10 %
"ЕП-1"	- експлоатация на ядрените съоръжения с реактори ВВЕР-440	<b>1610</b>	<b>369</b> 22.9 %	<b>1079</b> 67 %	<b>162</b> 10.1 %
"ЕП-2"	- експлоатация на ядрените съоръжения с реактори ВВЕР-1000	<b>1959</b>	<b>605</b> 30.9 %	<b>1277</b> 65.2 %	<b>77</b> 3.9 %
Цех ХОГ	- експлоатация на ХОГ	<b>55</b>	<b>20</b> 36.4 %	<b>32</b> 58.2 %	<b>3</b> 5.4%
Управление "П и УТЦ"	- организира и провежда учебно-тренировъчния процес ; - контрол на квалификацията	<b>72</b>	<b>45</b> 61.11 %	<b>24</b> 34.72 %	<b>3</b> 4.17 %
Изпитвателен център "Диагностика и контрол"	- диагностика и контрол за състоянието на основния метал и заваръчните съединения	<b>80</b>	<b>37</b> 46.25 %	<b>43</b> 53.75 %	<b>0</b>
Управление "РАО и ОЯГ"	- събиране, сортиране, транспортиране, кондициониране и временно съхраняване на РАО	<b>174</b>	<b>48</b> 28 %	<b>123</b> 70 %	<b>3</b> 2%

### **Ядрена научно експериментална база (ЯНЕБ) на Института за ядрени изследвания и ядрена енергетика на БАН**

Квалификацията и количеството персонал в ЯНЕБ съответства на изискванията за изпълнение на Програмата за осигуряване на ядрената и радиационната безопасност при спрян от експлоатация ядрен реактор ИРТ-2000. Към м. март 2003 г. ЯНЕБ разполага с 24 човека експлоатационен персонал, от които 12 са с висше образование и 9 човека – със средно образование. Изискванията към квалификацията са регламентирани в длъжностната характеристика за всяко работно място. Длъжностните характеристики на персонала, пряко зает с управление на ОГ и РАО, се съгласуват с Агенцията за ядрено регулиране.

Изискванията към персонала включват:

- наличие на средно образование със специалности механика, енергетика, електроника, шлосерство, стругарство и други специалности - за техническия персонал;
- наличие на висше образование със специалности ядрена енергетика, ядрена физика, електроинженерни и машиностроителни специалности - за инженерния персонал;
- придобиване на допълнителна квалификация и получаване на правоспособност за работа в сфера на йонизиращи лъчения;
- допълнително обучение и квалификация на персонала за конкретно заеманата длъжност.

Ежегодно се изготвя Програма за обучение и повишаване квалификацията на персонала, която се провежда както на територията на съоръжението, така и извън него. Специализираното обучение на персонала включва:

- подготовка по ядрена безопасност и радиационна защита;
- изучаване на системите на реактора, средствата за манипулации с ядреното гориво и технологичните системи за прехвърляне на горивото от активната зона в шахтохранилището на реактора, системата за събиране и съхраняване на течните радиоактивни отпадъци, правилата за тяхното техническо обслужване и ремонт;
- провеждане на тренировки за боравенето с ОГ и РАО;
- провеждане на тренировки за действие в аварийни условия;
- провеждане на първоначален и периодичен инструктаж по охрана на труда и радиационна защита.

### **ПХРАО - Нови хан**

ПХРАО разполага с квалифициран персонал, необходим за дейностите, свързани с безопасността по време на експлоатация на съоръжението.

Подборът на персонала, съгласно разработените в ПХРАО критерии, цели:

- ограничаване на случаен избор на персонал;
- назначаване на персонал с висока професионална квалификация;
- назначават се само лица с медицински допуск за работа в среда на йонизиращи лъчения.

Общата численост на персонала е 57 души, от които 34 са с висше образование в областта на ядрена физика, радиохимия, радиобиология и инженерно-технически специалности. Всички лица са квалифицирани за работа в среда на йонизиращи лъчения.

В съответствие с документа “Програма за повишаване на квалификацията на персонала на ПХРАО” се провеждат курсове за повишаване на квалификацията и придобиване на нови умения.

Квалификацията се повишава и чрез участие в курсове, специализации и регионални проекти на МААЕ в областта на безопасно управление на РАО. В рамките на проект на

МААЕ ВУЛ4/005 персоналет взе участие в организиране и провеждане на следните международни работни семинари:

- Опит при повишаване на безопасността на ПХРАО, Боровец, 27-30 ноември 2000 г.
- Повишаване на безопасността на ПХРАО за ре-лицензиране, София, 28-30 октомври 2002 г.

За създаване на добър психо-физиологичен климат и мотивация на персонала продължава да се работи в следните направления:

- оптимизиране на структурите с цел ясно дефиниране на функции, права, отговорности и взаимоотношения;
- усъвършенстване на длъжностните характеристики;
- адекватно заплащане в съответствие с носените отговорности.

## **II. Финансови ресурси**

От 01.01.2003 г. със Закона за безопасно използване на ядрената енергия се създават фонд "Извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения" и фонд "Радиоактивни отпадъци". Редът и начинът за финансиране на дейностите по извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения и управлението на радиоактивните отпадъци са уредени в същия закон, като принципите за набиране и разходване на средствата за двата фонда са следните:

- Приходите се събират, отчитат и централизират в системата на единната бюджетна сметка, като се използват отделни транзитни сметки, открити на Министерство на енергетиката и енергийните ресурси;
- Средствата се изразходват целево само за финансиране на дейностите, определени със Закона за безопасно използване на ядрената енергия, като разходите по двата фонда се предвиждат ежегодно по бюджета на Министерство на енергетиката и енергийните ресурси;
- Неусвоената част от постъпилите средства, включително средства от минали години, се отчитат задбалансово. Получените лихви от депозити в Българска народна банка, след съгласуване между министъра на финансите и министъра на енергетиката и енергийните ресурси, се превеждат по сметките на фонд "Извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения" и фонд "Радиоактивни отпадъци", за сметка на приходите от лихви на централния бюджет;
- Вноските в двата фонда на юридически и физически лица се признават за текущи разходи за дейността;
- Фондовете се управляват от управителни съвети, чиито председател е министъра на енергетиката и енергийните ресурси.
- Акумулираните средства за безопасност и съхраняване на радиоактивни отпадъци и за извеждане на ядрени съоръжения от експлоатация, включително от предходни години се прехвърлят по транзитни сметки, открити на името на Министерство на енергетиката и енергийните ресурси.
- Средствата на фондовете се управляват в рамките на контрола и управлението на ликвидността на системата на единна сметка.

С Постановление № 15/2.02.1999 на Министерския съвет са приети Наредби за определяне размера на вноските, реда на набиране, разходване и контрол на средствата по фондовете и тяхното управление. Предстои актуализация на Наредбите с която се предвижда:

- да се промени реда за набиране на средствата, като размерът на годишните вноски на "АЕЦ Козлодуй" ЕАД се определи на база прогнозните разходи за погребване

на РАО, получени от експлоатацията на блоковете /или прогнозните разходи за извеждане от експлоатация/ и проектния срок на служба на блоковете, а не като отчисления от цената на произведената ел.енергия;

- да се определи нормативния срок, в който трябва да бъдат налични фондовете за финансиране на общите разходи при извеждане от експлоатация;
- да се определи нормативно начинът по който Правителството ще бъде уверено, че средствата във фондовете са налични и достатъчни за финансиране на общите разходи за погребване на РАО и за извеждане от експлоатация (предвижда се контрол на нивото на фондовете и определяне на нормативен срок за преразглеждане на предварителната оценка на общите разходи).

Разходите за извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения и за поддържане на безопасността на съоръженията за управление на РАО се финансират и от външни помощи. По програма PHARE продължават да се отпускат средства за разработката на проекти, свързани с дейности по извеждане от експлоатация и управление на РАО. От програмата за техническа помощ на МААЕ се финансира проект за управление на проекта по извеждане от експлоатация на блокове на АЕЦ “Козлодуй”.

#### **АЕЦ “Козлодуй”**

С отделянето на АЕЦ “Козлодуй” като самостоятелно акционерно дружество финансовите средства за издръжката на отработеното гориво се осигуряват от приходите от реализацията на продукцията, от кредити и помощи.

С приходите от продажбите се осигуряват финансови средства за обезпечаване на производствения процес. Съгласно утвърдения “Стратегически план за безопасно и ефективно управление на ядрено-горивния цикъл в АЕЦ “Козлодуй”, разходите за поддържане на безопасността на съоръженията за управление на отработено гориво, включително разходите за връщането на отработеното гориво за преработване в Русия, са част от експлоатационните разходи на АЕЦ “Козлодуй”.

#### **ЯНЕБ**

Финансовите ресурси за поддържане на безопасността на шахтохранилището на ИЯР на БАН се осигуряват ежегодно от държавния бюджет.

#### **ПХРАО-Нови хан**

Понастоящем операторът на ПХРАО разполага с достатъчно финансови ресурси за поддържане на безопасността на съоръженията. Финансирането започна през 1998 г. с вноска от държавния бюджет, а от 1999 г. със средства от фонд “Радиоактивни отпадъци”. Финансирането се извършва на базата на тригодишни програми за развитие и едногодишни договори, сключени с управителния съвет на фонд “Радиоактивни отпадъци”. Финансират се мероприятия за повишаване и поддръжка на безопасността на съоръженията.

## РАДИАЦИОННА ЗАЩИТА

### 1. Радиационна защита в АЕЦ “Козлодуй”

#### 1.1. Организация на радиационната защита в АЕЦ при управление на РАО и ОГ

Изградената административна структура за управление на радиационната защита в АЕЦ “Козлодуй” обхваща всички дейности, свързани с управлението на РАО и ОГ, като същевременно отчита и спецификата на тези дейности.

Документирани са функциите и задачите на различните звена, прилагащи изискванията на системата по радиационна защита и осъществяващи вътрешноведомствен контрол, а така също и взаимоотношенията между тях.

В експлоатационните документи, структурирани йерархично, е конкретизирано и детайлизирано практическото прилагане на законовите и нормативните изисквания по радиационна защита на персонала и опазването на околната среда и населението, както при нормална експлоатация, така и в случай на експлоатационни събития при управление на РАО и ОГ.

#### 1.2. Обобщени данни за радиационното въздействие върху персонала на АЕЦ

Основните фактори за радиационното въздействие върху персонала са свързани с радиационните параметри на работната среда в помещенията:

- мощност на дозата гама-лъчение;
- плътност на потока бета-частици;
- плътност на потока и мощност на еквивалентната доза от неутрони;
- концентрация и радионуклиден състав на радиоактивните газове и аерозоли във въздуха на производствените помещения;
- повърхностно замърсяване с радиоактивни вещества на строителни конструкции, оборудване и работно облекло на персонала.

Проведените изследвания на факторите, определящи общото дозово натоварване, показват, че основния фактор е външното облъчване, причинено от гама-лъчението. Бета-лъчението има принос в общата доза външно облъчване само в отделни случаи и той е по-малък от 10%. Приносът на топлинните неутрони (основно при транспортни операции с отработено гориво) възлиза на по-малко от 0,3 % от дозата.

Основният метод за измерване на дозите от външно облъчване е термолуминисцентния индивидуален дозиметричен контрол, с праг на чувствителност 0,10 mSv. За целите на оперативния дозиметричен контрол се използват електронни дозиметри с директно отчитане (чувствителност 0,001 mSv).

Вътрешното облъчване от инкорпорирани радионуклиди се извършва с целотелесни броячи със “сянкова” защита и геометрия на измерване “линейно сканиране”. Детектират се гама-емитери с минимално детектируема активност 400 Bq (за  $^{60}\text{Co}$ ) и 500 Bq (за  $^{137}\text{Cs}$ ) за цяло тяло.

Среднопретеглената индивидуална доза на облъчване за целия персонал на АЕЦ, включително подизпълнителите и външните организации, за последните 10 години е в границите от 1,10 mSv/a до 5,27 mSv/a.

Дозите от вътрешно облъчване, средно за целия персонал на АЕЦ, като правило представляват не повече от 5% от общото облъчване.

Обобщена информация за дозовото натоварване за персонала на звеното за управление на РАО и на ХОГ (хранилище за отработено гориво) е представена в Таблица L-11-1.

Таблица L-11-1

	1999			2000			2001		
	РАО	ХОГ	АЕЦ	РАО	ХОГ	АЕЦ	РАО	ХОГ	АЕЦ
Максимална индивидуална доза, [mSv]	3,49	1,00	29,80	3,62	1,00	39,58	1,75	0,86	19,19
Годишна колективна доза, (вкл. подизпълнители), [man.mSv]	85,70	3,85	4530	75,09	3,99	6170	57,04	7,42	5590
Брой лица с дози над 20 mSv	0	0	11	0	0	21	0	0	0
Средногодишна индивидуална ефективна доза, [mSv]	1,55	0,08	1,10	1,34	0,10	1,45	0,89	0,19	1,15
Дял на вътрешното облъчване в годишната колективна доза, [%]	0,2	0,02	3,0	0,01	0,01	2,81	ND*	0,01	2,66

ND- не е регистрирано вътрешно облъчване

От прегледа на представената информация за професионалното облъчване на персонала от управление "РАО" и цех "ХОГ" следва, че:

- максималните индивидуални дози на персонала в звената, занимаващи се с управление на РАО и ОГ са по-ниски от тези за АЕЦ;
- вътрешното облъчване в тези звена е по-ниско от това за АЕЦ като цяло;
- няма лица от персонала на тези звена с годишни дози по-големи от 20 mSv;
- облъчването на персонала, както в управление "РАО" и ХОГ, така и в АЕЦ "Козлодуй" като цяло, е в пълно съответствие с изискванията на ОНРЗ-2000 и с международно приетите норми по радиационна защита.

### 1.3. Обобщени данни за радиационни въздействия върху населението и околната среда

Освободената през вентилационните тръби на АЕЦ "Козлодуй" нормализирана активност за периода 1999-2001 год. е представена в Таблица L-11-2.

Таблица L-11-2

Нормализирани показатели	Единица на измерваната величина	1999	2000	2001
Радиоактивни благородни газове	TBq/(GW.a)	143	121	132
Йод – 131	GBq/(GW.a)	1,62	1,57	1,72
Радиоактивни аерозоли	GBq/(GW.a)	0,58	0,57	0,70

През периода 1999-2001 год. в р. Дунав са освободени общо 557393 м<sup>3</sup> дебалансни води със следната обща нормализирана активност (Таблица L-11-3):

Таблица L-11-3

Нормализирани показатели	Единица на измерваната величина	1999	2000	2001
Течни изхвърляния, без тритий	GBq/(GW.a)	2,12	3,07	4,03
Тритий	TBq/(GW.a)	11,20	7,52	6,76

Освобождаването от АЕЦ “Козлодуй” активност с газо-аерозолните и течни изхвърляния е в границите до 1,6 % от действащите в Република България норми и е съпоставима с обичайната практика в други страни, експлоатиращи ВВЕР ядрени реактори.

Максималната стойност на индивидуалната ефективна годишна доза в 30 км зона, в следствие на газо-аерозолните изхвърляния от АЕЦ “Козлодуй” за 1999-2001 г. е в диапазона от  $2,68 \cdot 10^{-7}$  до  $3,75 \cdot 10^{-7}$  Sv/a. Това облъчване е по-малко от 0,016 % от фоновото облъчване, типично за района на АЕЦ “Козлодуй” и под 0,5% от установената квота на облъчване на населението  $200 \mu\text{Sv/a}$ .

Максималната колективна ефективна годишна доза на облъчване на населението от 30-километровата зона, резултат от газо-аерозолните изхвърляния от АЕЦ “Козлодуй” е оценена в граници от  $2,76 \cdot 10^{-3}$  до  $3,58 \cdot 10^{-3}$  man.Sv/(GW.a). Това са стойности, напълно съпоставими с данните на UNSCEAR-98 за голям брой централи с реактори тип PWR.

Облъчването на човек от критичната група на населението за сметка на течните изхвърляния е от порядъка на от  $1,17 \cdot 10^{-11}$  до  $1,66 \cdot 10^{-11}$  Sv/a, което е пренебрежимо малко. Нормализираната колективна ефективна доза за населението от 30 км зона, дължаща се на течните изхвърляния, е оценена в граници от  $1,3 \cdot 10^{-8}$  до  $2,9 \cdot 10^{-8}$  man.Sv/(GW.a).

Получените през 1999-2001 год. данни за дозовото натоварване на населението в 30 км зона на АЕЦ “Козлодуй” са напълно съпоставими с данните от предходните години и потвърждават изводите за пренебрежимо малко влияние върху околната среда и населението.

Радиационният гама-фон в 3 км зона около АЕЦ “Козлодуй” се измерва непрекъснато, чрез системата за автоматизиран външен радиационен контрол “Бертхолд”. В състава на системата са включени 10 мониторингови станции за измерване на гама-фона и съдържанието на  $^{131}\text{I}$  в приземния слой на атмосферата, 5 водни станции и 3 метеорологични станции. Системата за непрекъснат радиационен мониторинг на АЕЦ “Козлодуй” е интегрирана с Национална автоматизирана система за непрекъснат контрол на радиационния гама – фон в Република България. Осигурен е оперативен обмен на информация в двете посоки.

През периода 1998-2001 г. мощността на дозата на гама-лъчението на границата на площадката, както и във всички контролни постове в 100 км зона около АЕЦ “Козлодуй”, е в рамките на естествения радиационен фон от 0,08 до  $0,15 \mu\text{Sv/h}$  и е напълно съпоставима с други населени места в страната.

В рамките на програмата, изпълнявана от АЕЦ “Козлодуй”, ежегодно се анализират около 2000 проби от различни обекти на околната среда в 100 км зона на наблюдение около АЕЦ “Козлодуй”. Основни методи на анализ са гама-спектрометрия, нискофонова радиометрия на обща активност на бета-излъчващи радионуклиди и течносцинтилационна спектрометрия.

Резултатите от анализите на основни компоненти на околната среда като въздух, вода, почва и растителност, както и типични за района на АЕЦ “Козлодуй” храни, са в нормалните граници за тези географски ширини. Измерените концентрации са многократно по-ниски от установените в националното законодателство гранични стойности и са напълно сравними с данните от предходни години и предпусковия период (1972-1974 г.).

През целия период от експлоатацията на АЕЦ “Козлодуй” допълнителното дозово натоварване на населението е съществено по-малко не само от препоръчаната от Международната комисия по радиологична защита максимална граница  $300 \mu\text{Sv}\cdot\text{a}^{-1}$  (Публикация 77 на МКРЗ, 1998 г.), но и от изискванията на ОНРЗ-2000 за освобождаване от контрол ( $1 \text{ man.Sv}\cdot\text{a}^{-1}$  и  $10 \mu\text{Sv}\cdot\text{a}^{-1}$ ). Това дава основание за извода, че дозите на



облъчване на населението, предизвикани от АЕЦ “Козлодуй”, *“се поддържат на разумно постижимото ниско ниво и че нито едно физическо лице не получава дози на облъчване, превишаващи предписаните национални дозови предели”*.

Посочените основни изводи за радиационни въздействия върху населението и околната среда са потвърдени и от независимата експертна оценка в доклада за оценка на въздействието върху околната среда на АЕЦ “Козлодуй” (2000 г.).

## **2. Радиационна защита в ЯНЕБ**

### **2.1 Организация на радиационната защита при управление на РАО и ОГ**

Радиационният контрол в и около сградата на ИРТ-2000 и територията на площадката се провежда от отдел “Радиационна безопасност” и Лаборатория по радиационна дозиметрия. Дейността им се контролира от общ за ИЯИЯЕ отдел “Контрол на ядрената безопасност и радиационна защита”. Допълнителен радиационен мониторинг на територията на площадката се провежда от Национален институт по метеорология и хидрология при БАН.

### **2.2 Обобщени данни за радиационното въздействие върху персонала, населението и околната среда**

Радиационният контрол в ЯНЕБ включва радиационен технологичен контрол, индивидуален дозиметричен контрол и контрол на околната среда.

Радиационният технологичен контрол включва:

1. определяне на общата активност на бета-излъчващи радионуклиди на водата от басейните на реактора и шахтохранилището с периодичност веднъж месечно.

2. определяне на мощността на дозата с периодичност веднъж месечно на следните дозиметрични точки:

- ДК-82, разположена върху реакторна площадка;
- ДК-79, разположена върху шахтохранилището;
- ДК-77, разположена върху тръба от I циркуляционен кръг.

3. определяне на мощността на дозата и проверка на повърхностното замърсяване с периодичност веднъж месечно на следните помещения/

- реакторна зала;
- помещение на I циркуляционен кръг;
- вентилационен център;
- работни помещения, лаборатории и коридори в сградата на ИРТ-2000.

Индивидуалният дозиметричен контрол се осъществява съгласно Програмата за индивидуален дозиметричен контрол. Използват се термолуминисцентни дозиметри и директно отчитащи електронни дозиметри.

При управлението на ОГ няма констатирано дозово натоварване над допустимите норми. В Таблица L-11-4 са представени максималното и минималното дозови натоварвания на персонала за последните три години.

**Таблица L-11-4**

<b>Година</b>	<b>Максимална индивидуална доза [mSv]</b>	<b>Минимална индивидуална доза [mSv]</b>
2000	4.4	1.0
2001	3.1	0.6
2002	2.3	0.5

Обекти на радиационен мониторинг на околната среда са:

- води от реакторните съоръжения, дренажни и валежни води (всяко тримесечие);

- растения и плодове от района, едногодишни и многогодишни (сезонно);
- почви от района (всяко тримесечие);
- въздух от приземния слой (ежедневно);
- радиационен гама-фон в радиационно-защитната зона (два пъти годишно).

Получените данни от измерванията на контролираните обекти позволяват оценка на съдържанието на гама-емитери (гама-спектрометричен анализ), на общата активност на бета-излъчващи радионуклиди в изследваните проби и на радиационният гама-фон на контролирания район.

### **3. Радиационна защита в ПХРАО-Нови хан**

#### **3.1 Организация на радиационната защита при управление на РАО и ОГ**

В ПХРАО-Нови хан е създаден отдел “Ядрена безопасност и радиационна защита” със следните функции:

- радиационен контрол на експлоатационния персонал при приемане, транспорт и съхраняване на РАО;
- радиационен контрол на членовете на аварийната група на ПХРАО, участващи в ликвидиране на аварийни ситуации в страната, възникнали при използване или намиране на ИЙЛ/радиоактивно замърсени материали;
- радиационен контрол на персонала на външни фирми, изпълняващи ремонтни и строителни дейности на площадката на ПХРАО;
- радиационен контрол на специалните транспортни средства;
- радиационен контрол на площадката на ПХРАО;
- радиационен мониторинг на площадката, радиационно-защитната и наблюдаваната зона на ПХРАО.

Дейността се контролира от общ за ИЯИЯЕ отдел “Контрол на ядрената безопасност и радиационна защита”.

#### **3.2 Обобщени данни за радиационното въздействие върху персонала, населението и околната среда**

Съгласно Програмата за радиационен контрол на ПХРАО се извършва оперативен радиационен контрол и постоянен радиационен контрол.

Оперативният радиационен контрол се провежда преди, по време и след приключване на работа. Контролират се следните параметри на работната среда в помещенията, на площадката и специалните транспортни средства:

- мощност на дозата гама-лъчение;
- плътност на потока бета-частици;
- плътност на потока алфа-частици;
- повърхностно замърсяване с радиоактивни вещества на работните повърхности, оборудване и работно облекло на персонала.
- плътност на потока и мощност на еквивалентната доза от неутрони при приемане на неутронни източници.

Постоянният радиационен контрол се извършва с постоянна дозиметрична мрежа от 44 броя фиксирани пунктове на площадката на ПХРАО. Контролират се с периодичност 2 пъти месечно следните параметри:

- мощност на дозата гама-лъчение;
- повърхностно замърсяване с бета-емитери.

Извършва се непрекъснат контрол на активността на гама-излъчващи радионуклиди в приповърхностния въздух, контрол на атмосферния въздух за радиоактивни аерозоли и газове, непрекъснат входящ и изходящ контрол на транспортните средства на портала на

ПХРАО, автоматично измерване на мощността на дозата в определени точки на площадката със стационарно разположени детектори.

Анализът на резултатите показва, че при експлоатация на ПХРАО:

- не е допуснато повишаване на радиационния фон около съоръженията за погребване и съхраняване на радиоактивни отпадъци над нормативните ограничения – мощност на еквивалентната доза на разстояние 1 m от външната повърхност 28  $\mu\text{Sv/h}$ ;
- не е допуснато радиоактивно замърсяване на площадката на ПХРАО;
- отсъства аерозолна активност от  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{241}\text{Am}$ , изотопи на Pu в концентрации над нормите за населението;
- не се допуска неконтролируемо внасяне/изнасяне на радиоактивни материали.

Основният фактор, определящ дозовото натоварване на персонала, е външното облъчване с основен принос на гама-лъчението. Бета-лъчение и алфа-лъчението имат принос в общата доза външно облъчване само в отделни случаи и той е не повече от 1%. Приносът на неутроните е не повече от 0,1 % от дозата.

Индивидуалният дозиметричен контрол се извършва с индивидуални термолуминисцентни дозиметри с праг на чувствителност 0,5 mSv и цифрови електронни дозиметри с директно отчитане с праг на чувствителност 0,001 mSv. Среднопретеглената индивидуална доза на облъчване на персонала за 2002 г. е 1,18 mSv; за 2001 г. е 1,72 mSv; за 2000 г. е 2,36 mSv и за 1999 г. е 1,98 mSv.

Контролът на вътрешното облъчване на персонала чрез директно цялостно измерване се извършва от Националния център по радиобиология и радиационна защита веднъж годишно. Анализът на резултатите показва, че индивидуалната доза от вътрешно облъчване не надвишава 0,89  $\mu\text{Sv}$ .

В допълнение към рутинните специализирани медицински прегледи на персонала, веднъж годишно се провеждат и допълнителни изследвания:

- молекулярно-биохимични за определяне на лица с повишен здравен риск;
- цитогенетичен скрининг за установяване на наличието или отсъствието на увреждания в наследствените структури;
- оценка на канцерогенния риск от възникване на злокачествени новообразувания.

Не са установени случаи на специфична радиационна патология.

Радиационният мониторинг на обекти от околната среда е регламентиран в Програмата за радиационен мониторинг на ПХРАО, която обхваща:

- площадката на ПХРАО;
- радиационно-защитната зона с радиус 1 km;
- наблюдаваната зона с радиус 5 km.

Контролират се 29 постоянни точки, разположени в трите зони. Обекти на радиационен мониторинг са:

- водни проби от изградените на площадката на ПХРАО и в радиационно-защитната зона пиезометри;
- водни проби от постоянни извори Мурата и Кръстеви кладенци, разположени в радиационно-защитната зона на ПХРАО на разстояние съответно 680 m и 280 m;
- водни проби от сезонни водоизточници;
- водни проби от водоизточници, разположени в близките селища – Нови хан и Габра;
- почвени и растителни проби.

Честотата на пробовземане е веднъж месечно за водни проби от пиезометрите и постоянните извори, веднъж годишно за останалите водни проби, почвени и растителни проби. Извършва се директно измерване на мощността на дозата, in-situ гама-спектрометрия, лабораторен гама-спектрометричен анализ, определяне на обща активност

на бета-излъчващи радионуклиди, нискофоново течно-сцинтилационно определяне на тритий,  $^{90}\text{Sr}$  и алфа-емитери. В допълнение пиезометрите са снабдени с автоматична система за контрол на параметрите на околната среда – определяне на нивото на водите, температура, рН, електропроводимост и позволява измерване на гама-спектри.

Анализът на резултатите показва, че не се наблюдава преминаване на техногенни радионуклиди във водни проби от околната среда. В почвени проби е установено присъствието единствено на  $^{137}\text{Cs}$  със специфична активност в границите от 11,5 до 32,1 Bg/kg, което е в рамките на средната специфична активност на  $^{137}\text{Cs}$  в почвите в страната в резултат на замърсяването от Чернобилската авария. В растителните проби са регистрирани единствено  $^{137}\text{Cs}$  (под 0,2 Bg/kg за растителни продукти и под 1,14 Bg/kg за трева) и  $^{90}\text{Sr}$  (под 10 Bg/kg и за двата продукта), които кореспондират със стойностите, вследствие на Чернобилската авария. Резултатите показват, че радиационното въздействие на ПХРАО върху околната среда е пренебрежимо малко.

Оценена е годишната ефективна доза на лица от критичната група население. Стойността е по-ниска от  $10\mu\text{Sv/a}$  и не се нуждае от уточняване с използване на по-реалистични дозиметрични модели.

## **ПРЕДПРИЕТИ МЕРКИ ЗА ИЗВЕЖДАНЕ ОТ ЕКСПЛОАТАЦИЯ НА 1 И 2 БЛОК НА АЕЦ “КОЗЛОДУЙ”**

В съответствие с Решение № 848 на Министерския съвет на Република България от 19 декември 2002 г., блокове 1 и 2 на АЕЦ “Козлодуй” са изключени от електроенергийната система в края на 2002 г.

Редица дейности по реализация на техническата подготовка и започване на дейности по окончателното прекратяване на експлоатацията на блоковете са в завършващата си фаза:

1. Създадена е и се развива структура за управление на извеждането от експлоатация в АЕЦ “Козлодуй”. Започнало е и продължава специално обучение на персонала.

2. Изготвени са следните проекти:

- концептуален технически проект за извеждане от експлоатация на блокове 1 и 2 на АЕЦ “Козлодуй” – договор по програма PHARE BG 9608-01-01-L001, завършен през април 2000 г.;
- детайлен технически проект за извеждане от експлоатация на блокове 1 и 2 на АЕЦ “Козлодуй” - Договор по програма PHARE BG 9809-02-03, завършен през декември 2001 г.

3. В процес на реализация е проект BUL/4/008, финансиран от страна на МААЕ, за управление на проект по извеждане от експлоатация. Срокът за завършване и внедряване на системата е м. юли 2003 г.

4. В изпълнение на Споразумението между Европейската комисия и българското Правителство от 29.11.1999 г. и Рамковото споразумение между Република България и Европейската банка за възстановяване и развитие (EBRD) от 15.06.2001 г. беше учреден Международен фонд “Козлодуй” за подпомагане на дейностите по извеждане от експлоатация - KIDSF. Европейската банка за възстановяване и развитие администрира KIDSF и предоставянето на безвъзмездните средства на Получателя за финансиране и съфинансиране на подготовката и изпълнението на избрани проекти.

5. В рамките на дейностите по финансиране от международния фонд KIDSF е създадена Група за управление на проектите (ГУП - PMU), който трябва да управлява, координира и наблюдава проектите; осигурява стоки, дейности и услуги, финансирани от KIDSF; определя подходящи организационни структури за изпълнение на специфични инженерни, снабдителски и други услуги.

6. Ежегодно се подготвя план-сметка на разходите от фонд “Извеждане от експлоатация на ядрени съоръжения”, с които се осигурява финансирането на планираните за изпълнение дейности през съответната година. Сметката се одобрява с одобряването на държавния бюджет.

Планът за извеждане от експлоатация на 1 и 2 блок на АЕЦ “Козлодуй” е разработен в рамките на концептуалния технически проект за извеждане от експлоатация на блокове 1 и 2 на АЕЦ “Козлодуй”, април 2000 г. Той съдържа следните етапи:

- окончателно прекратяване на експлоатацията - срок 3 г.;
- подготовка за безопасно съхраняване - срок 2 г.;
- безопасно съхраняване - срок 35 г.;
- отложен демонтаж (ликвидация на безопасното съхраняване) - срокът не е оценяван поради голямата отдалеченост във времето (по експертна оценка, при използване на сегашните техники за демонтаж и разрушаване на сгради, продължителността на етапа може да бъде 10 години).

В рамките на техническия проект за извеждане от експлоатация на блокове 1 и 2 са разработени: Техническа обосновка на безопасността, Доклад за оценка на въздействието

върху околната среда, Програма за осигуряване на качеството и Концепция за радиационна защита.

Ръководен принцип на кадровата политика на “АЕЦ Козлодуй” ЕАД е запазване в значителна степен на кадровия потенциал (и особено – на висококвалифицирания персонал) при прехода от експлоатация към извеждане от експлоатация на ядрените съоръжения. Работният подход, възприет от ръководството на дружеството, е да извърши извеждането от експлоатация с вътрешни ресурси, подпомогнати, където е необходимо, със специалисти по външни договори.

В процес на разработване е “Програма за управление на персонала” с приложен годишен профил на редукия на персонала, който е специфичен, поради оставянето в експлоатация на два от четирите блока, обединени в една организационна структура.

През 2000 год. към “АЕЦ Козлодуй” ЕАД е създадено отделно звено - Управление “Извеждане от експлоатация” – с цел осигуряване на безопасността при управлението и осъществяването на всички необходими дейности по подготовката за извеждане и извеждането от експлоатация на блокове 1 и 2. Управление “Извеждане от експлоатация” има статут на структурно поделение, което е пряко подчинено на Изпълнителния директор на “АЕЦ Козлодуй” ЕАД и има следните сектори:

- технология и радиационна защита;
- дезактивация и радиоактивни отпадъци;
- инженерно осигуряване и качество.

Първоначалният щат на управлението е 20 човека.

**СПИСЪК НА ИЗВЪРШЕНИТЕ АНАЛИЗИ,  
РЕАЛИЗИРАНИТЕ ПРОЕКТИ И ПЛАНИРАНИТЕ ДЕЙНОСТИ,  
СВЪРЗАНИ С БЕЗОПАСНОСТТА НА ХОГ**

**I. СПИСЪК НА АНАЛИЗИТЕ, СВЪРЗАНИ С БЕЗОПАСНОСТТА НА ХОГ**

<b>No</b>	<b>Месец, година</b>	<b>Название на анализа</b>
1	03.90	Анализ на безопасността на ХОГ при външни и вътрешни въздействия и различни изходни събития по частите на проектиране на НИТИ "ЕП"
2	03.90	Анализ на сигурността на строителната конструкция на ХОГ при външни въздействия (взривна вълна)
3	12.91	Анализ на сеизмичната устойчивост на строителната конструкция, включително фундаменти под оборудване I категория на ХОГ в съответствие с ПНАЕГ-5-006-87 и определяне полетата на допустимата сигурност
4	12.91	Проверка на сеизмичната устойчивост на чохлите ВВЕР-440 в басейните на ХОГ
5	10.91	Анализ на възможността и технически. решения за повишаване устойчивостта на стоманените колони и покривните ферми при екстремални ветрово и снегово натоварвания на ХОГ
6	06.93	Оценка на сеизмичния риск от експлоатацията на ХОГ
7	06.94	Проверка на сеизмичната устойчивост на чехлите в басейните на ХОГ на АЕЦ "Козлодуй"
8	94	Расчетное исследование и анализы гипотетической аварии
9	07.95	Проучване за извеждане на ХОГ от експлоатация
10	12.95	Анализ на условията за втечняване на пясъците под сградата на ХОГ, част I. инженерно-геоложки, хидрогеоложки и геомеханични условия
11	07.96	Анализ на условията за втечняване на пясъците под сградата на ХОГ, част II. Изследване за втечняване на пясъците при сеизмични въздействия
12	05.96	Проверка на сеизмичната устойчивост на конструкцията на кранове с товароподемност 160/32/8t с траверсата и щангата и 16t
13	01.97	Технически доклад "Оценка на мероприятията от Програма за повишаване на безопасността на ХОГ"
14	12.97	Експертна оценка на вероятността за протичане на пясъци на площадката на ХОГ при сеизмични въздействия
15	01.98	Проверка на товароспособността на строителната част на басейните на ХОГ при аварийно падане на чохли

16	08.98	Неутронно-дозиметрични изследвания на блокове 1-4 и ХОГ
17	12.98	Обоснование продления срока хранения отработавших тепловыделяющих сборок реакторов ВВЭР-440 в ХОГ на АЭС “Козлодуй”
18	3.99	Wet Spent Fuel Storage Safety Analysis Report Review
19	05.00	Актуализирани етажни спектри за укрепената конструкция на ХОГ
20	05.00	Актуализирани етажни спектри за укрепената конструкция на ХОГ-Допълнение
21	06.00	Актуализирани етажни спектри за укрепената конструкция на ХОГ. Сеизмична устойчивост и квалификация на оборудването
22	07.00	Актуализирани етажни спектри за укрепената конструкция на ХОГ. Сеизмична устойчивост и квалификация на оборудването, редакция 1
23	12.00	Актуален ТОБ на ХОГ
24	02.01	Анализ-сравнение на напреженията в арматурите и оборудването предизвикани от тръбопроводите на новите линии за химически обезсолена вода и техническа вода в ХОГ
25	02.01	Анализ на сеизмичната устойчивост на тръбен сноп на топлообменника за охлаждане на водата от басейна 630ТНГ-16-Б6-0/20-3-2
26	07.01	Изследване на радиационните параметри на работната среда в помещения на ХОГ – от Националния център по радиобиология и радиационна защита
27	10.01	Сеизмична квалификация на оборудването и тръбопроводите в ХОГ, част 1. Основни положения и методика
28	12.01	Сеизмична квалификация на оборудването и тръбопроводите в ХОГ, част 2, том 1. Сеизмична квалификация на машинно-технологично оборудване (МТО) от системата за охлаждане на горивото (KV 30)
29	12.01	Сеизмична квалификация на оборудването и тръбопроводите в ХОГ, част 2, том 2. Сеизмична квалификация на МТО от системата за подпитаване на басейна (HD 30), версия 1
30	12.01	Сеизмична квалификация на оборудването и тръбопроводите в ХОГ, част 2, том 3. Сеизмична квалификация на МТО от системата за очистване на водата (KV 40), версия 1
31	10.01	Сеизмична квалификация на оборудването и тръбопроводите в ХОГ, част 3. Сеизмична квалификация на тръбопроводи и арматури
32	11.01	Сеизмична квалификация на оборудването и тръбопроводите в ХОГ, част 3. Сеизмична квалификация на тръбопроводи и арматури, Приложение 1
33	11.01	Сеизмична квалификация на оборудването и тръбопроводите в ХОГ, част 3. Сеизмична квалификация на тръбопроводи и арматури, Приложение 2
34	11.01	Сеизмична квалификация на оборудването и тръбопроводите в ХОГ, част 3. Сеизмична квалификация на тръбопроводи и арматури, Приложение 3



35	11.01	Сеизмична квалификация на оборудването и тръбопроводите в ХОГ, част 3. Сеизмична квалификация на тръбопроводи и арматури, Приложение 4
36	11.01	Сеизмична квалификация на оборудването и тръбопроводите в ХОГ, част 3. Сеизмична квалификация на тръбопроводи и арматури, Приложение 5
37	11.01	Сеизмична квалификация на оборудването и тръбопроводите в ХОГ, част 3. Сеизмична квалификация на тръбопроводи и арматури, Приложение 6
38	12.01	Сеизмична квалификация на оборудването и тръбопроводите в ХОГ, част 4, том 1. Квалификация на Електротехническо и КИП и А оборудване по експертен, аналитичен и комбиниран методи. Спецификация на експеримента за квалификация на оборудване по експериментален метод
39	12.01	Сеизмична квалификация на оборудването и тръбопроводите в ХОГ, част 4, том 2. Квалификация на електротехническо и КИП и А оборудване по експериментален метод
40	4.02	Сеизмична квалификация на оборудването и тръбопроводите в ХОГ, част 2, том 4. Сеизмична квалификация на МТО от системата за организирани протечки (KV 01), версия 2
41	4.02	Сеизмична квалификация на оборудването и тръбопроводите в ХОГ, част 5. Спецификация за проектиране на укрепване и доставка на квалифицирана апаратура и оборудване, версия 2
42	10.02	Сеизмична квалификация на оборудването в ХОГ. Системи KV01, HS55 (система за специална канализация), HS56 (система за трапни води), версия 0
43	10.02	Сеизмична квалификация на оборудването в ХОГ. Система за дезактивация (HD50), версия 0
44	12.02	Сеизмична квалификация на оборудването и тръбопроводите в ХОГ, част 2, том 5. Сеизмична квалификация на МТО от системи HS55, HS56, HD50, версия 1

## II. РЕАЛИЗИРАНИ ПРОЕКТИ ЗА ПОВИШАВАНЕ НА БЕЗОПАСНОСТТА НА ХОГ

Антисеизмично са укрепени за сеизмическо въздействие със сила 8 степен по скалата MSK-64 (максимално разчетно земетресение- SL-2):

- строителната конструкция на ХОГ;
- покривната конструкция на ХОГ;
- подкрановите пътища в ХОГ;
- крановете за транспорт на ОГ;
- системите важни за безопасността по проекта.

Допълнително са изградени нови сеизмоустойчиви линии от независими източници за:

- охлаждаща вода
- вода за подпитаване на отсеците с ОЯГ
- електрозахранване на ХОГ (автономен резервен дизел-генератор).

### **III. ПЛАНИРАНИ ДЕЙНОСТИ ЗА МОДЕРНИЗАЦИЯ И ПОВИШАВАНЕ НА БЕЗОПАСНОСТТА НА ХОГ**

До края на 2003 г. се планира да бъдат изпълнени следните проекти:

- модернизация на управлението на кран мостов 160/32/8 t;
- автоматично измерване на електропроводността на водните потоци в ХОГ;
- монтаж на безконтактни цифрови нивомери на отсеците за съхраняване на ОГ и др. резервоари;
- подмяна на оборудване, което не е преминало успешно сеизмичната квалификация.

До края на 2004 г. се планира да бъдат изпълнени следните проекти:

- модернизация на система за радиационен контрол;
- разширяване на температурния контрол на отсеците;
- разработване и внедряване на информационна система за състоянието на оборудването и технологични параметри на ХОГ.

До края на 2005 г. се планира да бъдат изпълнени следните проекти:

- оборудване на отсеците за приемане и презареждане на ОГ с презареждаща машина за ОГ от ВВЕР-1000 и ВВЕР-440;
- подмяна на системата за защиты и блокировки с цифрова.