

Ukrán Energiaügyi és Szénipari Minisztérium

ENERHOATOM Nemzeti Atomenergetikai Vállalat SE Atomproektinzhiniring

01033 Kijev, Gajdar utca 6, Ukrajna

tel.: +380 44 206-9787,

fax: +380 44 201-0903

office_api@direkcy.atom.gov.ua

FRISSÍTETT INFORMÁCIÓK

HMELNICKIJI ATOMERŐMŰ

A 3. SZ. ÉS A 4. SZ. ATOMERŐMŰ-BLOKK ÉPÍTÉSE

2017

Tartalom

BEVEZETÉS	4
1 A Megvalósíthatósági Tanulmány felülvizsgálatának indoklása	5
2 Az atomerőmű-blokk területe és telephelye kiválasztásának indoklása	5
2.1 Az atomerőmű-blokk területe és telephelye	5
2.2 Az atomerőmű-blokk területe és telephelye kiválasztásának indoklása.....	6
3 Alapvető műszaki megoldások.....	8
3.1 Az atomerőmű-blokkok elhelyezési megoldásai	8
3.2 Reaktorház	9
3.3 Fő technológiai berendezések és primerköri rendszerek.....	12
3.3.1 Fő cirkulációs kör	12
3.3.2 A biztonság szempontjából fontos normál üzemi rendszerek	14
3.3.3 Biztonsági rendszerek.....	14
3.3.4 A V-320-hoz kapcsolódó segédrendszerek	14
3.3.4.1 A reaktortartály külső hűtési rendszere.....	14
3.3.4.2. Hidrogénmonitorozó és -mentesítő rendszer	17
3.3.4.3 Erőltetett (szűrt) konténment nyomáscsökkentés	17
3.3.4.4 Stacioner és mobil eszközök és áramforrások, valamint hűtőfolyadék-tartalék és -ellátás BDBA üzemmódok (beleértve a súlyos baleseti üzemmódokat is) esetén.....	17
3.3.5 A reaktorház alapvető építészeti, magasépítési és elrendezési megoldásai	18
3.4 Hidraulikai tervezési megoldások	19
3.4.1 A víztározói hűtőkapacitás értékelése négy, összesen 4000 MW teljesítményű atomerőmű-blokk üzemelése esetén	19
3.4.2 Az atomerőmű vízellátásának elemzése a 3. sz. és a 4. sz. atomerőmű-blokkok megépítése után.....	19
3.5 Tartalék dízelerőmű	20
3.6 Közös tartalék dízelerőmű (CSDPP)	20
4 Garantált biztonság.....	20
4.1 A sugár- és nukleáris biztonság garantálására vonatkozó koncepciót érintő általános rendelkezések.....	21
4.2 A sugár- és nukleáris biztonság garantálása	21
5 Környezeti hatásvizsgálat (KHV)	22

5.1 A KHV-ben elemzett környezeti komponensek és hatástípusok.....	22
5.2 A levegőre gyakorolt környezeti hatás vizsgálata	23
5.2.1 Sugárterhelés	23
5.2.2 Kémiai hatás.....	24
5.2.3 Hő- és nedvesség hatás	24
5.2.4 A fizikai tényezők hatásának vizsgálata	25
5.2.4.1 Zajterhelés	25
5.2.4.2 Esetleges ultrahang-hatások	25
5.2.4.4 Az elektromágneses és ionizáló sugárzás hatásának vizsgálata	25
5.3 A felszíni és a felszín alatti vizekre gyakorolt hatások vizsgálata.....	26
5.3.1 A felszíni vizekre gyakorolt hatások vizsgálata.....	26
5.3.1.1 A vízkészlet fogyasztása.....	26
5.3.1.4 Hőhatás	27
5.3.2 A felszín alatti vizekre gyakorolt hatások vizsgálata.....	27
5.4 A talajt érő hatások	27
5.4.1 Sugárterhelés	27
5.4.2 Kémiai hatás.....	28
5.5 A növény- és állatvilágot érő hatások vizsgálata.....	28
5.6 A társadalmi környezetet érő hatások vizsgálata.....	28
5.6.1 A közegészségügyi hatások vizsgálata	28
5.6.1.1 Általános megállapítások.....	29
5.6.1.2 Sugárterhelés	29
5.6.1.3 A radioaktív anyagok országhatárokon átnyúló terjedése	30
5.6.1.4 Általános következtetések a dózisterhelésekről.....	30
5.7 A mesterséges környezetet érő hatások vizsgálata	31
5.8 Környezeti hatásvizsgálat határokon átnyúló összefüggésben	31
5.9 Környezeti hatásvizsgálat vészhelyzet esetén	31
5.9.1 Nem sugárterhelési hatások vizsgálata	31
5.9.2 Sugárterhelési hatások vizsgálata	32
5.9.3 A balesetek szomszédos államok területét érintő következményeinek vizsgálata ..	35
5.9.4 Ökológiai kockázatértékelés	35
6 KONKLÚZIÓK	38

BEVEZETÉS

A világ tapasztalatai azt mutatják, hogy az energetikai tervezés léte és hatékony működtetése, valamint továbbfejlesztése nem lehetséges lakossági támogatás nélkül.

A nyilvánosság bevonása a környezetet érintő döntések meghozatalába és a tervezett tevékenységek megvitatása az összes érdekelt közösségi csoporttal még a döntéshozatali szakaszban megelőzheti a konfliktusokat, mérsékelheti a meghozott döntések ártalmas hatásait, és megkímélhet a túlzott költségektől.

Az atomerőművi villamosenergia-termelés megbízhatósága, gazdasági hatékonysága és környezeti biztonsága az egész világon elismert.

A viszonylag alacsony villamosenergia-költségek mellett az atomerőmű előnyei a hagyományos energiaforrásokhoz képest: kisebb környezeti hatás, stabil villamosenergia-termelés, üzemanyag-tartalék képzésének lehetősége az elkövetkezendő évekre, valamint jelentős természeti erőforrás-készletek (urán, cirkónium stb.) rendelkezésre állása Ukrajnában. A fentiek mellett számos egyéb tényező is eleve kijelölte Ukrajna stratégiai orientációját az atomenergia további felhasználása, mint az energetikai fejlesztés egyik kiemelt iránya felé, annak érdekében, hogy az ország kielégítse energiaigényét.

A fő célkitűzéssel összhangban, az atomerőmű-komplexum stratégiai tervezése biztosítja az atomerőmű-komplexum és általában az egyes létesítmények gazdaságilag hatékony és versenyképes üzemelését, valamint az előrettekintő továbbfejlesztést, az alábbi meghatározó feltételek teljesülése mellett:

- ☐ az atomerőmű-komplexum létesítményeinek biztonságára vonatkozó összes norma és követelmény feltétel nélküli teljesítése, valamint a lakosságot és a környezetet érő hatásuk korlátozása;
- ☐ Ukrajna energiabiztonságának biztosítása;
- ☐ az atomerőmű-komplexum fejlesztésébe történt eddig megvalósított tökebefektetések hatékony felhasználásának biztosítása;
- ☐ az atomerőmű-komplexum folyamatos üzemelésének biztosítása;
- ☐ a széntartalmú gázok kibocsátásának csökkentése.

E célok elérése érdekében meghatározzuk a fő feladatokat és megoldásuk módját. E tevékenység meghatározó iránya a meglévő atomerőművek élettartamának meghosszabbítása, valamint a leszerelés alatt álló létesítmények helyett és mellett korszerű új létesítmények kellő időben történő építése.

A meglévő telephelyek adottságai alapján az első két új atomerőmű-blokk, nevezetesen a 3. sz. és 4. sz. blokk, megépítésére a tervek szerint a meglévő Hmelnickiji Atomerőmű (HAE) telephelyén kerül sor.

A blokképítés első fázisában a 3. sz. és 4. sz. blokk megépítéséhez megvalósíthatósági tanulmány készült, amely része a helyszínre, a tervezésre és a kivitelezésre vonatkozó ukrán törvény elfogadásához az ukrán jogszabályok szerint előírt dokumentációnak.

1 A Megvalósíthatósági Tanulmány felülvizsgálatának indoklása

A Hmelnickiji Atomerőmű 3. sz. és 4. sz. blokkjának megépítésére vonatkozó Megvalósíthatósági Tanulmányt a HAE általános tervezője, a kijevi ENERHOPROJEKT Kutató- és Tervezőintézet Zrt. készítette az ENERHOATOM Nemzeti Atomenergetikai Vállalattal kötött megállapodás keretében, és azt az átfogó állami szakértői munkát követően Ukrajna Minisztertanácsa a 2012. július 04-én kelt 498-p sz. rendeletében jóváhagyta.

Ezenkívül a Megvalósíthatósági Tanulmányban foglalt anyagok korrigálásra kerültek az alábbiakkal összefüggésben :

- ☐ a VVER-1000 reaktorlétesítmény cseréjének szükségessége a SKODA JS A.S által gyártott VVER-1000 reaktorlétesítményre;
- ☐ a Megvalósíthatósági Tanulmány jóváhagyását követően módosított vagy hatályba lépett rendeletek és normatív dokumentumok rendelkezései végrehajtásának szükségessége;

A jóváhagyott Megvalósíthatósági Tanulmány szempontjából az e változások által nem érintett műszaki megoldások továbbra is relevánsak a HAE 3. sz. és 4. sz. blokkjából álló komplexum összes létesítménye és építménye esetében.

Az ukrajnai nukleáris energia felhasználásával kapcsolatos tevékenységekre a nukleáris energia felhasználásáról és a sugárbiztonságról szóló ukrán törvény, a Nukleáris Biztonsági Egyezmény, valamint a vonatkozó jogi és szabályozási aktusok irányadók.

A 3. sz. és 4. sz. HEA-blokk Megvalósíthatósági Tanulmánya, ideértve az KHV-t is, korrekciójának szükségességét az alábbi dokumentumok határozzák meg:

- ☐ A Hmelnickiji Atomerőmű 3. sz. és 4. sz. blokkjának megépítése, KP.46.001-14 sz. koncepcionális határozat, kelt: 2014. október 20.;
- ☐ A Hmelnickiji Atomerőmű 3. sz. és 4. sz. blokkja VVER-1000 típusú reaktorlétesítményének műszaki követelményei, TT.46.003-15, jóváhagyta: Ukrajna Állami Nukleáris Felügyelete (SNRIU);

- ☐ A Hmelnickiji Atomerőmű 3. sz. és 4. sz. blokkja megépítéséhez adott műszaki tervezési megbízás, Megvalósíthatósági Tanulmány, 431603 sz. revízió, kelt: 2016. január 28.

A Megvalósíthatósági Tanulmány minden részének terjedelme és elvégzése Ukrajna állami építési szabványain alapul.

2 Az atomerőmű-blokk területe és telephelye kiválasztásának indoklása

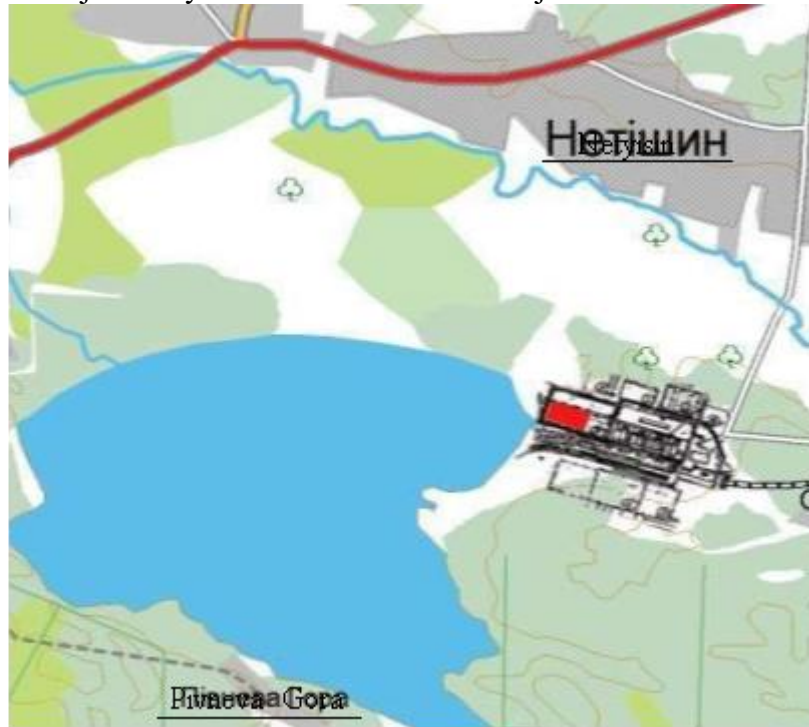
2.1 Az atomerőmű-blokk területe és telephelye

A 3. sz. és 4. sz. atomerőmű-blokk megépítése és üzembe helyezése kiemelt feladatnak minősül, és 2 fázisban valósul meg:

- ☐ első fázis - a 3. sz. blokk megépítése;
- ☐ második fázis - a 4. sz. blokk megépítése;

A 3. sz. és 4. sz. atomerőmű-blokk megépítését a Hmelnickiji Atomerőmű jelenlegi telephelyén tervezzük, amely egy 4000 MW teljesítményű atomerőmű számára került kiválasztásra és jóváhagyásra; a telephely kiválasztása és a telephelyválasztásról szóló törvény előkészítése a mindenkor hatályos normatív dokumentumokban foglalt követelmények szerint történt az 1. sz. blokk építési fázisában.

Az atomerőmű földrajzi elhelyezkedését az 1. ábra mutatja.



1. ábra - A HAE telephelyének földrajzi elhelyezkedése

A Hmelnickij Atomerőmű telephelye az ukrajnai Hmelnickij Régió Szlavutszkij Járásának nyugati részén, Szlavuta járásközponttól 13 km-re nyugatra, Hmelnickij regionális központtól 100 km-re északra, Netyisin város (atomerőmű-település) közelében helyezkedik el.

Geológiai struktúráját tekintve a régió az ukrán kristályos magterület nyugati lejtőjén helyezkedik el, kapcsolódva Volin-Podolszk-lemezhez.

A vízrajzi hálózatot a Pripjaty vízgyűjtő területéhez tartozó folyók képezik. A régió fő vízi útja a Gorin-folyó és számos mellékfolyója.

2.2 Az atomerőmű-blokk területe és telephelye kiválasztásának indoklása

A Megvalósíthatósági Tanulmány megvizsgálta a telephelyhez, és az atomerőmű és a telephely, valamint a szomszédos terület kölcsönhatásához kapcsolódó, a biztonság szempontjából fontos tényezőket az atomerőmű üzemelése esetén, ideértve a külső természeti jelenségekkel vagy az emberi tevékenység okozta eseményekkel összefüggő tényezőket is.

Netyisin, az atomerőműhöz kapcsolódó város területi elhelyezkedése és népsűrűsége megfelel az ukrán és a nemzetközi előírásokban foglalt követelményeknek.

A Gorin folyó következő, 2020-as évi március-április időszaki 95%-os valószínűségű vízhozamára vonatkozó számítások szerint elegendő vízmennyiség áll rendelkezésre a medence vízpótlásához négy HAE-reaktor működése esetén.

A különleges vízhasználati engedély szerint a Gorin folyóból történő vízkivétel nagyvíz idejére (március-április) tervezett, a vízbevitel utáni egészségügyi fogyasztást $6\text{-m}^3/\text{s}$ szinten kell tartani, amit a vízkémiai mérlegben (VCB) figyelembe veszünk.

Az ukrán normatív dokumentációban foglalt követelmények szerint a telephely alkalmasnak minősül az atomerőmű elhelyezésére, ha az atomerőmű biztonságos üzemeltetése

bizonyíthatóan minden üzemmódban lehetséges, ideértve a vészhelyzeteket és a baleseteket is, figyelembe véve a telephelyi adottságokat, ezen belül:

- ☐ a talaj és a talajvíz állapotát;
- ☐ a természeti jelenségeket és eseményeket;
- ☐ az emberi tevékenységekkel összefüggő külső eseményeket;
- ☐ az atomerőműnek helyet adó régió fennálló és jövőbeni környezeti és demográfiai jellemzőit;
- ☐ a friss és a kiégett nukleáris üzemanyag, valamint a radioaktív hulladékok tárolásának és szállításának körülményeit;
- ☐ súlyos balesetek esetén a védelmi intézkedések végrehajtásának lehetőségét.

A műszaki megoldások kidolgozása során, beleértve a későbbi fázisokat is, ezeket a tényezőket figyelembe vesszük. Ugyanakkor az új blokkok esetében a friss és a kiégett üzemanyag tárolásának és szállításának kérdését a jelenlegi atomerőműhöz hasonlóan vesszük tekintetbe. A védelmi intézkedések végrehajtására vonatkozó jelenlegi terveket is felhasználjuk.

A 3. sz. és 4. sz. HAE-blokk telephelyi jellemzőinek elemzéséből az alábbiak állapíthatók meg.

A szociális és környezeti feltételek vonatkozásában a telephely megfelel a normatív dokumentációban foglalt követelményeknek.

A HAE-telephely használatának megvalósíthatóságát jellemző adatok a 3. sz. és 4. sz. atomerőmű-blokk esetében:

- ☐ a kontrollterület (CA) átlagos népsűrűsége 74 fő/km² (kevesebb, mint 100 fő/km²);
- ☐ 30 km sugarú körzetben nincs 100 000 lakosú város;
- ☐ Netyisin város lakossága 34,75 ezer fő, ami kevesebb, mint 50 ezer fő;
- ☐ a kontrollterületen nincsenek állami jelentőségű készletek;
- ☐ a Gorin-folyótól való távolság 1,90 km, ami meghaladja a megengedett 1 km-es távolságot;
- ☐ az egészségügyi védelmi zónában nincsenek lakóépületek, középületek, gyermek-, orvosi és egészségügyi ellátó intézmények, háztartási és ivóvíz-szolgáltató rendszeri műtárgyak, a HAE-hez nem kapcsolódó ipari létesítmények és melléképületek;
- ☐ a terület rendezett és parkosított;
- ☐ az atomerőmű körüli földterület és tározók használata során kötelező sugárvédelmi ellenőrzések történnek.

A természeti adottságok vonatkozásában a telephely megfelel a normatív dokumentációban foglalt követelményeknek.

- ☐ a szeizmikus jellemzők tekintetében az üzemi alapú földmozgás (OBE) = 5 pont, a biztonságos leállási földmozgás (SSE) = 6 pont. A NAÜ ajánlásainak megfelelően, a HAE-telephely esetében a szeizmicitás mértéke a talaj szintjén PGA = 0,1 g;
- ☐ a talajviszonyok tekintetében nincsenek felszíni karsztfolyamatok, süllyedő, erősen összenyomható talajok;
- ☐ figyelembe véve az ipari telephely tervezési jelöléseit (206,00 m), a Gorin folyó olvadék- és csapadékvízének maximális szintje nem veszélyezteti az atomerőmű létesítményeit;
- ☐ A talajvíz szintjének mélysége 3,00 és 4,00 m között van (az előírt mélység minimum 3,00 m);
- ☐ A 2 m/s-ig terjedő gyenge erejű szelek ismétlődése egy év alatt 26%, a ködé 26% (az előírt gyakoriság 40% alatti).

A normatív dokumentációban foglalt követelményeknek való megfelelés és a lehetséges hatások elemzésének tanúsága szerint:

- ☐ az atomerőmű területén kívül és belül esetleg előforduló tüzek nem lesznek hatással az atomerőmű-blokkok területén elhelyezett, a biztonság szempontjából fontos műtárgyakra;

□ a figyelembe vett külső potenciális források nem jelentenek veszélyt, mivel a robbanással kísért vészhelyzetekben a lökéshullám ereje egy nagyságrenddel alacsonyabb, mint a reaktortartály és a tartalék dízelerőmű tervezéséhez elfogadott értékek. Következésképpen, a technogén jellegű külső tényezők biztonságra gyakorolt lehetséges hatása szempontjából a helyszín alkalmas az atomerőmű elhelyezésére.

3 Alapvető műszaki megoldások

A potenciális reaktorberendezés-szállítókkal folytatott tárgyalások eredményeként döntés született arról, hogy a Skoda JS a.s. által gyártott VVER-1000 reaktorlétesítményt használjuk, amely megfelel mind Ukrajna valamennyi elfogadott normatív dokumentumának, mind a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség (NAÜ) követelményeinek. Referenciareaktornak a Temelini Atomerőműben létesített VVER-1000 típusú reaktort tekintjük. Ugyanakkor a 3. sz. és 4. sz. HEA-blokk, ideértve az alkalmazott reaktorlétesítményt is, tervezése során a biztonság és a megbízhatóság javítására irányuló összes intézkedést „Az atomerőmű-blokkok biztonságosságának növelésére irányuló integrált (összevont) programnak” megfelelően kell végrehajtani. Az ENERHOATOM Nemzeti Atomenergetikai Vállalat a turbinaegységet a Turboatom JSC által gyártott K-1000-60/500-2M terve alapján hagyta jóvá.

A 3. sz. és 4. sz. atomerőmű-blokk megépítését a reaktortartály, a tartalék dízelerőmű és a reaktortartályhoz közvetlenül kapcsolódó egyéb létesítmények épületszerkezeteinek felhasználásával tervezzük, amelyek építési fázisa még befejezetlen. Ennek során az építményeken elvégezzük az összes javítási és helyreállítási munkát, amelyet a felmérés eredményei és az építmények műszaki állapotának értékelése alapján határozzunk meg.

Felméréstípusok:

□ a fő felmérési munka megkezdése előtt tájékozódó felmérés végzése a későbbi munkák számbavétele és terjedelmének meghatározása céljából;

□ a kivitelezési dokumentáció vizsgálata - a kivitelezési dokumentáció összegyűjtésének megszervezése, ismertetése formátumának meghatározása, hiánytalanságának biztosítása;

□ szemrevételezés - felmérési programok kidolgozása, az épületszerkezetek és elemek tervnek való megfelelésének értékelése, az építmények és elemek hibáinak feltárása, a javítandó építményszakaszok nagyságának becslése, a műszeres vizsgálat alá vetendő építmények és területek meghatározása;

□ műszeres vizsgálat - programok kidolgozása tesztelési és eredményértékelési módszerek vizsgálatára, a geometriai méretek, anyagjellemzők, építmények és elemek helyzetének meghatározása, mintavétel és mintavizsgálat.

A felmérés eredményei alapján, a javítási és helyreállítási munkák befejezését követően, teljesülnek az előírt tartóssági paraméterek, amelyek biztosítják a blokkok megbízható működését az erőmű teljes élettartama alatt.

3.1 Az atomerőmű-blokkok elhelyezési megoldásai

A Hmelnickij Atomerőmű tervezése a moduláris elrendezés elvén alapul. A normál üzemi rendszerek mellett az egyes blokkokban rendelkezésre áll a blokk sugár- és nukleáris biztonságát, valamint a vészleállítást, a hűtést és a maradványhő-eltávolítást biztosító valamennyi rendszer, tekintet nélkül a többi blokk üzemmódjára. Az blokkok normál üzemmódban történő működésének biztosításához szükséges közös rendszereket külön atomerőművi létesítményekhez rendeljük.

A tervezés előirányozza a tervezési alapon túli balesetek (bdba), ideértve a súlyos baleseteket is, kezelését szolgáló kiegészítő rendszerek és eszközök biztosítására.

A VVER-1000 (VVER-1000 Škoda JS a.s.) reaktorról felszerelt blokk kétkörös rendszerben működik: a (radioaktív) primerkör a vízkör, amely közvetlenül a reaktor magjából veszi fel a hőt; a (nem radioaktív) szekunderkör víztartalmú gőz, amely felveszi a primerköri hőt, gőzt generál, és azt felhasználja a turbó-generátorban.

A Škoda JS a.s. VVER-1000 terve számos alapvető műszaki megoldást irányoz elő, amelyek az alábbiakhoz kapcsolódnak:

☐ további rendszerek és berendezések bevezetése a bdba kezeléséhez, például:

hidrogén szabályozó és -eltávolító rendszerek;

rendszerek a nyomás kényszerített (szűrt) elvezetéséhez a konténment alól;

rendszerek a reaktortartály külső hűtésére súlyos balesetek esetén;

☐ a technológiai berendezések, hardverek és szoftverek, valamint a digitális biztonsági ellenőrző rendszerek mélységi diagnosztikájának bevezetése;

☐ a rendszerek technikai színvonalának növelése az automatizálás fokozásán, a vezérlő és irányító algoritmusok optimalizálásán, a struktúra javításán, a funkciók pontosításán és kibővítésén keresztül.

3.2 Reaktorház

A reaktorház elrendezése a VVER-1000 reaktorról rendelkező önálló monoblokk kialakításának egységes megközelítésén alapul.

A 3. sz. és 4. sz. atomerőmű-blokk (a Škoda JS a.s. által gyártott VVER-1000 reaktortartály) építése során fenn kívánjuk tartani a reaktorház elrendezésének egységes megközelítését.

A reaktorház az alaplemezből, a védőházból (konténmentből) és egy betonkupolás melléképületből áll.

A 45,0 m belső átmérőjű zárt hengeres konténment, amely 13,200 m magasságban indul, középen szimmetrikusan helyezkedik el a 66,0 × 66,0 m-es épületben. A lezárt burkolat magassága 66,500 m. A reaktorház fém szellőzőcsöve az épület tetején van. A cső tetejének magassága 100,000 m.

A primerkör fő berendezései a zárt részben (konténmentben) találhatóak, ezek: reaktor, gőzfejlesztők, fő keringető szivattyúk, a zóna vészűtési rendszerének (ECCS) tartályai és egyéb berendezések. A lezárt részben a blokktechnológiai rendszerek találhatóak, amelyeket - a technológiai folyamatok jellegénél fogva - a szennyezett kontrollterületen kell elhelyezni.

Az alapprojekt vonatkozásában a reaktortér kialakítása ezen kívül az alábbi berendezéseket is magában foglalja:

☐ a reaktortartály külső hűtőrendszerének tartályai súlyos balesetekre;

☐ Venturi mosó a konténment alatti kényszerített (szűrt) nyomáscsökkentő rendszer aeroszolszűrőjével.

A reaktortartály külső hűtőrendszerének tartályait (ECSR) a tervek szerint a reaktorház 36,600 m-es magasságában és a felépítmény tetején 5,600 m-nél helyezük el (kilenc tartálynyi további hűtőfolyadék-készlettel, 648 m³ összterfogat).

A reaktorház fő elrendezési megoldásai hasonlóak a HAE 1. sz. és 2. sz. blokkjaihoz.

A főépület metszete a 2. ábrán látható.

A Škoda JS a.s. által gyártott VVER-1000 reaktortartály az alábbiakat foglalja magában:

- a Škoda JS a.s. által gyártott VVER-1000 atomreaktor nyomottvízes típusú burkolattal;
- fő cirkulációs kör;
- nyomáskiegyenlítő rendszer;

- a zóna vészhelyzeti hűtőrendszerének passzív része;
- a reaktor vezérlő- és védelmi rendszere (CPS);

A fő cirkulációs kör az alábbiakat foglalja magában:

- négy cirkulációs hurok, amelyek mindegyike tartalmazza:
 - a PGV-1000M típusú gőzfejlesztőt;
 - a GTsN-195M fő keringető szivattyú egységet
- 850 mm névleges átmérőjű fő keringető csővezeték (Dy 850), amely összeköti a hurokberendezést a reaktorral.

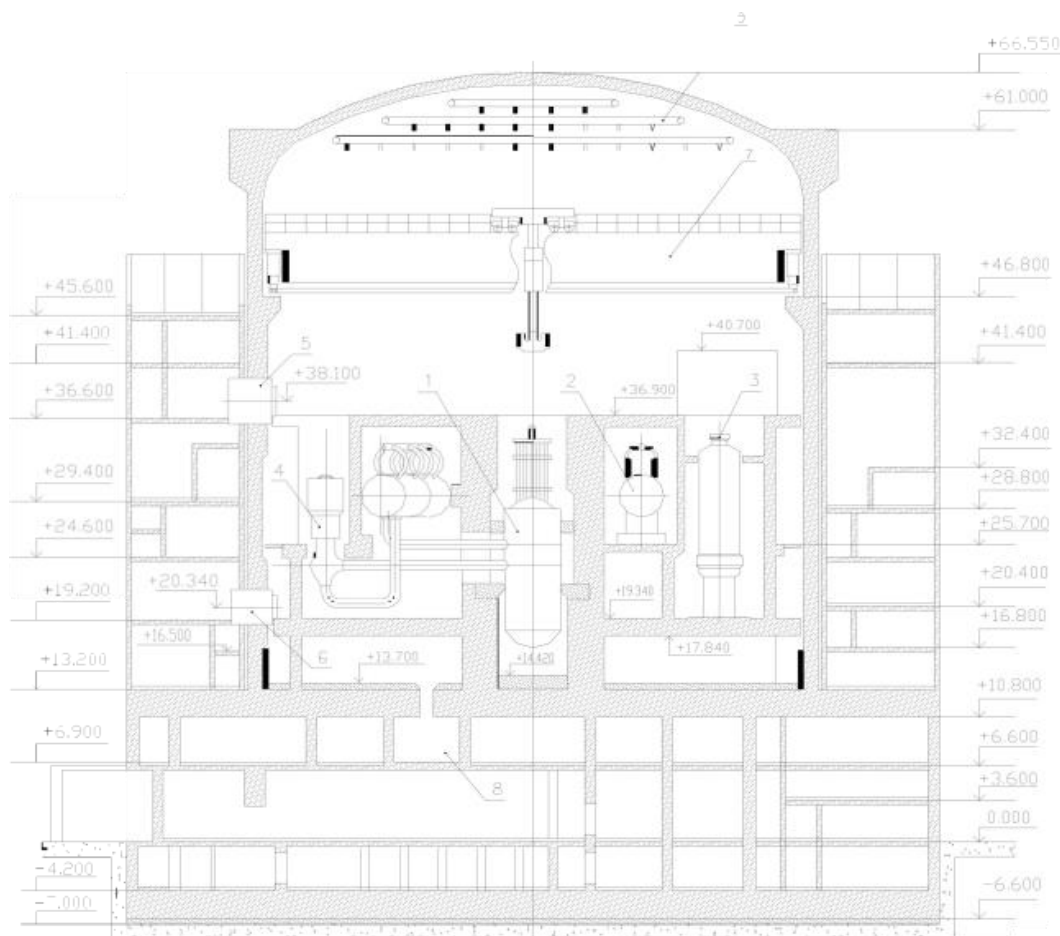
A nyomáskiegyenlítő rendszer az alábbiakból tevődik össze:

- nyomáskiegyenlítő;
- nyomáscsökkentő tartály;
- a nyomáskiegyenlítőt és a nyomáscsökkentőt egymással és a primerkörrel összekötő csővezetékek;
- szelepek.

A zóna vészhelyzeti hűtőrendszerének passzív része:

- az ECCS négy hidraulikus akkumulátora;
- összekötő csővezetékek és szelepek.

Frissített információk Hmelnickiji Atomerőmű A 3. sz. és a 4. sz. atomerőmű-blokk építése



1 - Reaktor

6 - Vízszűrő

2. ábra - Az atomerőmű-blokk főépületének metszete

- | | |
|-----------------------|--------------------|
| 1 - reaktor | 6 - vészlezáró |
| 2 - gőzgenerátor | 7 - körpályás daru |
| 3 - nyomáskiegyenlítő | 8 - derítőmedence |
| 4 – GTsN | 9 - sprinkler |
| 5 - főelzáró | berendezés |

3.3 Fő technológiai berendezések és primerköri rendszerek

3.3.1 Fő cirkulációs kör

A Skoda JS a.s. által gyártott VVER-1000 vízhűtéses termikus reaktor (3. ábra) egy henger alakú tartály, amely a tartálytestből és egy eltávolítható felső egységből áll. A tartálytestben a belső műszerek és az üzemanyag-kazettákból álló reaktormag található. A reaktor rövid leírása:

- a reaktorlétesítmény névleges hőteljesítménye: 3012 MW (a reaktormag névleges hőteljesítménye: 3000 MW);
- gőzkapacitás névleges üzemmódban: 1470×4 t/h;
- névleges terhelés mellett a keletkező gőz nyomása a gőzfejlesztő kimenő csövénél: $6,27 \pm 0,01$ MPa;
- gőznedvesség a gőzfejlesztő kimenő csövénél: max. 0,2%;
- a termelt gőz hőmérséklete névleges terhelés mellett: 278,5 C°;
- a teljesítmény 104%-ra emelésének lehetősége (ebben az esetben meg kell határozni a feltételeket és a teljesítmény 107% N_r -re növelését).

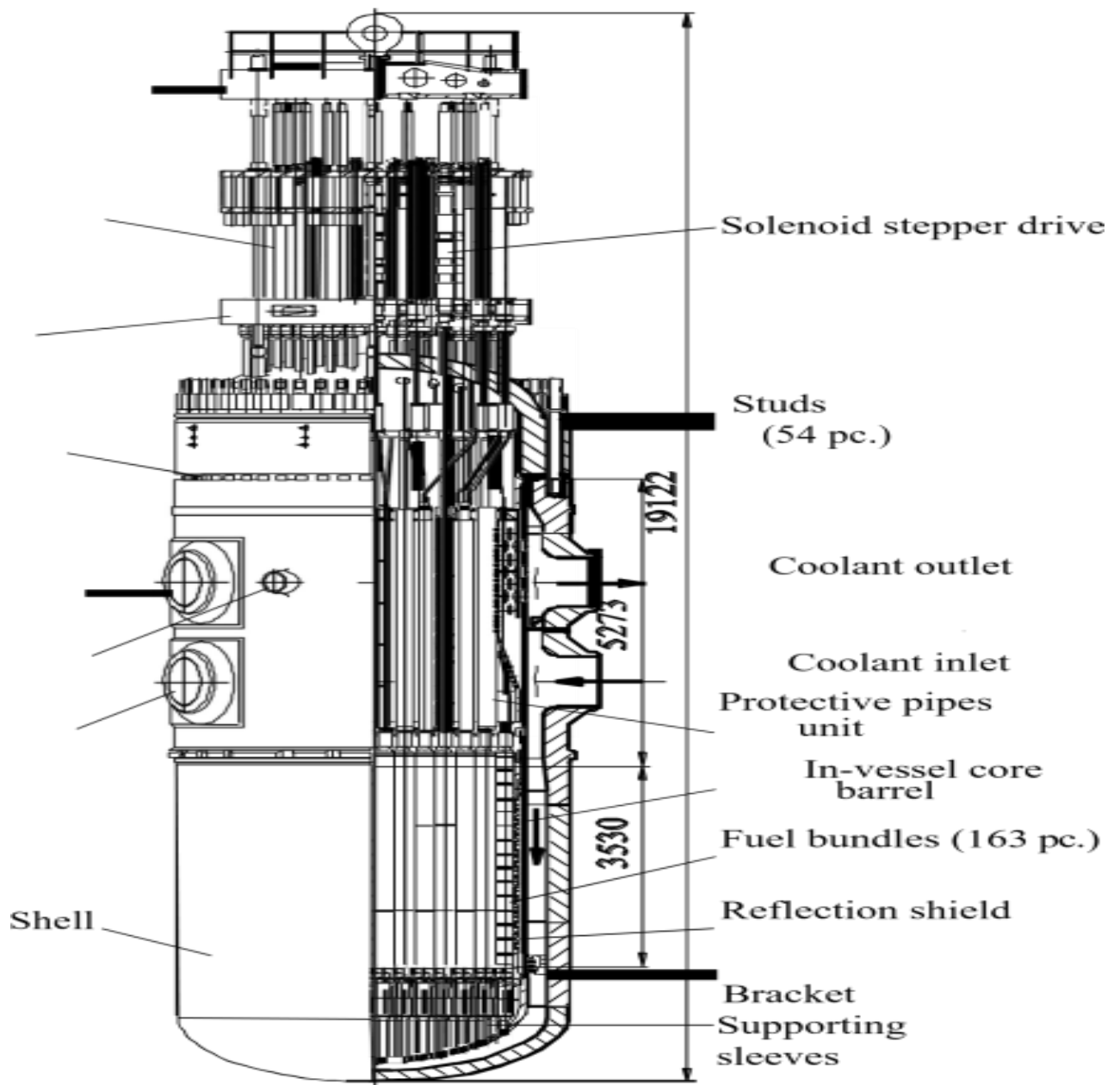
Az alábbiakban ismertetjük a reaktorhéj adatait:

- teljes hossz: 10897 mm;
- külső átmérő (a fő csatlakozó karimája mentén): 4570 mm;
- a hengeres rész külső átmérője: 4535 mm;
- külső átmérő (a fűvókákkal együtt): 5260 mm;
- a hengeres rész falvastagsága (hegesztés nélkül): 192,5 mm;
- felületvastagság: 7-9 mm;
- súly: 322,015 kg;
- élettartam: 60 év.

A GTsN-195 fő cirkulációs szivattyúegységet, amely egy vertikális centrifugális egyfázisú szivattyú mechanikus tengelytömítő szerelvénnel, munkakerékkel, segédkerékkel, a szivattyúzott hűtőfolyadék axiális betáplálásával és egy oldalszerelt lendkerekű indukciós villanymotorral, arra tervezték, hogy a primerkörben biztosítsa a hűtőfolyadék keringését.

A fő cirkulációs csővezetékek a fő cirkulációs hurok (MCC) részét képezik a gőzfejlesztővel, a reaktorral és a GTsN-nel együtt, és zárt hurokban kötik össze az MCC berendezéseket.

A fő cirkulációs csővezeték (MCP) úgy tervezték, hogy az elsődleges hűtőfolyadék cirkulációját a reaktoron keresztül négy hurokban - reaktor - gőzfejlesztő - MCP - reaktor - keringesse a hurok mentén. Az MCC négy hurokból áll.



3. ábra - A reaktor

keresztartó UA
felső szerelvény
a CPS
meghajtók
hűtődobozai
fő reaktor-
összekötő
hűtőközeg
kimeneti fűvóka
ECCA fűvóka
hűtőközeg
bemeneti fűvóka

Shell – héj
Solenoid stepper drive – szolenoid léptető meghajtó
Studs – csapok
Coolant outlet – hűtőanyag kivezetése
Coolant inlet – hűtőanyag bevezetése
Protective pipes unit – védőcső-egység
In-vessel core barrel – tartályon belüli magcső
Fuel bundles – üzemanyag-köteg
Reflection shield – reflexiópajzs
Bracket supporting sleeves - konzolos alátámasztás

A primerkör nyomáskiegyenlítő rendszere az alábbiakból áll: gőznyomás-kiegyenlítő elektromos fűtőberendezések, nyomáscsökkentő tartály a nyomáskiegyenlítőből a biztonsági szelepeken keresztül érkező gőz kondenzálására, összekötő csövek, a nyomáskiegyenlítőhöz (PC) kapcsolódó befecskendező vezeték szelepekkel. A rendszert úgy tervezték, hogy a primerkörben nyomást hozzon létre és tartson fenn az álló üzemmódokban, korlátozza a nyomásingadozást az átmeneti és a vészhelyzeti üzemmódokban, valamint csökkentse a nyomást a hűtési módban.

A PGV-1000M gőzfejlesztő egy horizontális típusú egyhájú rekuperatív hőcserélő, merülő csőköteggel, amelyet száraz telített gőz előállítására terveztek. A gőzfejlesztő teste és a fejcső ötvöztött szerkezeti acélból készül.

3.3.2 A biztonság szempontjából fontos normál üzemi rendszerek

A biztonság szempontjából fontos normál üzemi rendszerek az alábbi rendszereket foglalják magukba:

- a primerkör átfűvése és feltöltése, ezen belül bóros szabályozás;
- lefolyók és szellőző vezetékek;
- a primerköri hűtőközeg ellenőrzött szivárgása;
- a tároló medence hűtése és a kiégett nukleáris fűtőelemek újratöltése;
- nitrogén és gázlefűtés;
- köztes köri rendszer;
- gőzfejlesztő lefűtató rendszere;
- speciális víztisztítás.

3.3.3 Biztonsági rendszerek

A biztonsági rendszerek az alábbi rendszerekből állnak:

- a primerkör védelme a túlnyomástól;
- vészhelyzeti gáztalanítás;
- a zóna vészhelyzeti hűtőrendszerének passzív része;
- a magas nyomású zóna vészhűtése;
- az alacsony nyomású zóna vészhűtése;
- a szekunderkör védelme a túlnyomástól, ideértve a gőzszelepek elzáródását a gőzvezetéseken;
- a gőzfejlesztők ellátása vészhelyzeti tápvízzel.

3.3.4 A V-320-hoz kapcsolódó segédrendszerek

3.3.4.1 A reaktortartály külső hűtési rendszere

A rendszert úgy tervezték, hogy minimálisra csökkentse a súlyos balesetek következményeit, megakadályozza a magolvadék kikerülését a reaktortartályból, ezáltal az utolsó védvonal - a konténment - sérülését, és a radioaktív anyagok környezetbe jutását. A rendszer működése lehetővé teszi a reaktortartálynak a magas hőmérsékletű magolvadék miatti sérülése megelőzését, valamint jelentősen csökkenti a kórium és a beton kölcsönhatásából keletkező hidrogén térfogatát a súlyos baleset héjon kívüli fázisában. Az, hogy a reaktortartály hűtőrendszere (CSRV) teljesítse a funkcióit, az alábbi feltételekhez kötött:

- a felszabadult maradványenergia elvezetésének biztosítása a reaktortartály külső faláról és aljáról;
 - a reaktortartály (RV) hőmérsékletének azon szint alatt tartása, amelynél biztosítottak a szilárdsági jellemzők;
 - az RV-ben lévő nyomás csökkentése olyan értékre, amelynél biztosított a tartály integritása.
- A modern atomerőmű-projektekben (AR-1000) a magolvadék reaktortartályban tartásának stratégiáját elfogadták és megvalósították. A VVER-1000 blokk (Škoda JS a.s.) esetében e képességet számításokkal és kísérletileg is igazolták, ennek megfelelően elvégezték a berendezések fejlesztését, ezáltal a 3. sz. és 4. sz. atomerőmű-blokk esetében kivitelezhető a külső hűtőrendszer.

A CSRV esetében az alábbi megbízhatósági követelményeknek kell teljesülniük:

- a CSRV berendezések élettartama:

készenléti üzemmódban: 60 év;

Az RV-nek a kórium megtartásához szükséges hűtési üzemmódjában ezt a tervezéskor figyelembe vesszük;

Rendelkezésre állási tényező: minimum 0,995;

A műszaki használati együtttható: minimum: 0,95.

A CSRV tervezése során az alábbiakat kell biztosítani:

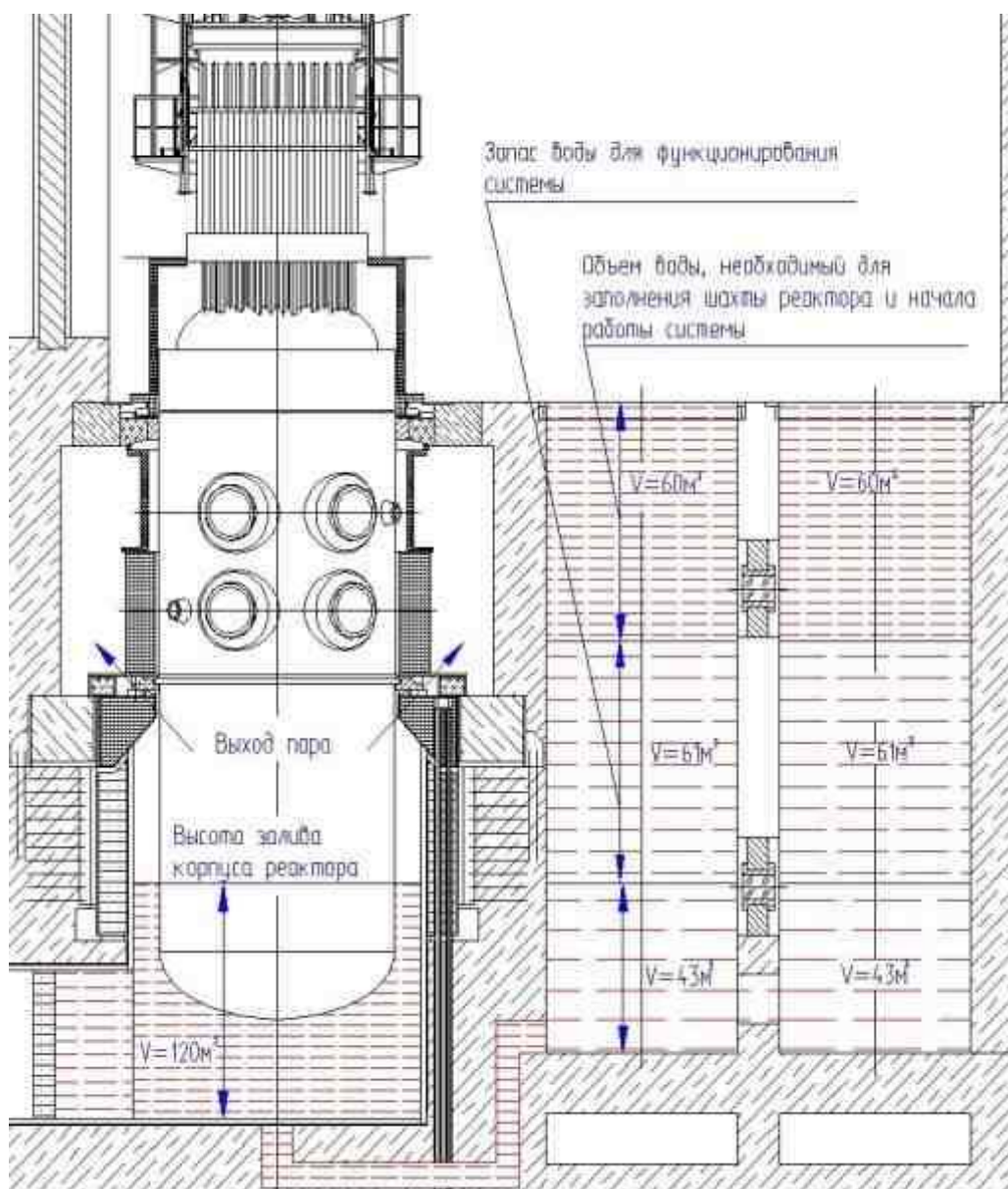
- fenntartható hőátadás a reaktortartályból a hűtővízbe;
- a reaktortartály fenekének megtartása az olvadékkal, és a plasztikus deformáció során a szeparációjuk kizárása;
- az olvadék reaktortartályból való kijutásának megakadályozása;
- az olvadék szubkritikussága a reaktortartályban;
- a betonakna vízellátásának és a gőz betonaknából történő eltávolításának lehetősége;
- a radioaktív anyagok minimális kijutása a zárt konténment terébe;
- minimális hidrogénkijutás;
- a reaktor alatti betonaknában lévő műtárgyakat érő statikai és mechanikai terhelés nem haladja meg a maximális megengedett szintet;
- a ZPA kezdeti fázisában el tudja látni a funkcióit az üzemeltető személyzet beavatkozása nélkül;
- a szállítás és a telepítés, az üzemelés során az ellenőrzések elvégezhetősége. A tervezéskor figyelembe kell venni azokat a pontokat, ahol a szállítás és a telepítés során alkalmazott emelőberendezések a szerkezeti elemeket megfogják.

A tartály belső részei vizsgálatához szükséges aknákat és a védőcsőblokkot a hűtőközeg alapkészletéhez használjuk. Az aknák össztérfogata mintegy 328 m³. Az aknákat 900 mm átmérőjű átjáró nyílások kötik össze egymással (4. ábra).

A további hűtőközeg-készletek tárolókonténerekben vannak elhelyezve a reaktorház 36,600 m és 45,600 m magasságában.

A reaktorlétesítményből történő hőelvonáshoz hosszú távon javasolt a korlátlan vízhasználat a vízellátó keringető rendszer csatornájából.

A reaktorakna első feltöltésének sematikus rajzát a 4. ábra mutatja.



4. ábra - A reaktorakna első feltöltésének sematikus rajza a hőszabályzó védőcsövek (TCPT) és a belső berendezések ellenőrzéséhez használt akna felől

Ahhoz, hogy kizárható legyen a CSRV rendszer üzemelése tervezési alapú balesetek és BDDB esetén a mag súlyos károsodása nélkül, speciális szelepeket kell biztosítani, amelyek megakadályozzák a hűtőfolyadék áramlását a reaktortartály feneké alatt, amelynek megnyitása a vezérlőteremből történik meg azon jelzéseket követően, amelyek alapján az üzemeltető megállapítja, hogy a baleset súlyos fázisba lép át.

Miután az operátor beindította a rendszert, a bóroltat gravitációs szállítása a VKU és a BZT reaktoraknából a reaktor tartály feneké alatti szellőzőaknán keresztül történik. A reaktorakna első feltöltésének sematikus rajzát a 4. ábra mutatja.

A rendszer üzemmódjai

A CSRV a reaktorlétesítmény normál üzemelése és rendellenes üzemelése esetén hideg készenléti módban és a teljes műszaki készség állapotában van.

A CSRV tervezési alapú baleset (DBA) esetén hideg készenléti módban és a teljes műszaki készség állapotában van.

A DBA 100 mSv/h elnyelt dózis melletti energiaszinten történt elhárítását követően elvégezzük a CSRV felülvizsgálatát, szükség esetén karbantartását.

A BDBA tartályon belüli fázisában a CSRV meleg készenléti állapotba vált a szelepek aktiválásával, ami biztosítja a betonakna vészhelyzeti víztartályokból történő elárasztását.

A magolvadással járó súlyos balesetknél a rendszer ellátja azokat a funkciókat, amelyek a reaktortartály sérüléstől való védelmét és a radioaktív kibocsátások csökkentését.

3.3.4.2. Hidrogénmonitorozó és -mentesítő rendszer

A hidrogénmonitorozó és -mentesítő rendszer rendeltetése az, hogy érzékelje és a robbanási határ alatti értékre csökkentse a balesetek során felszabaduló hidrogén gáz koncentrációját.

A vészhelyzeti hidrogén-mentesítő rendszer (EHRS) autokatalitikus hidrogén-rekombinátorokból áll, amelyek a nyomás alatti tér különböző szintjein helyezkednek el.

A Westinghouse Electric Germany GmbH becslése szerint 53 NIS PAR modulra van szükség ahhoz, hogy BDBA és „súlyos” balesetek esetén a zárt konténmentben biztosított legyen a hidrogénbiztonság.

3.3.4.3 Erőltetett (szűrt) konténment nyomáscsökkentés

A rendszer rendeltetése, hogy védje az atomerőmű konténmentjét, csökkentse a környezetbe történő radioaktív kibocsátást, és megakadályozza a konténment sérülését az üzemanyagolvadással járó súlyos baleset miatti belső nyomásnövekedés esetén.

Az erőltetett (szűrt) konténment nyomáscsökkentő rendszerek (Filtered Containment Venting Systems - FCVS) célja az, hogy megakadályozzák a nyomottvizes, forralóvizes és VVER reaktorok konténmentjének amiatti károsodását, hogy (súlyos balesetek esetén) a konténmentnyomás meghaladja a tervezési határt. Az FCVS retenciós hatékonysága aeroszolk esetében: > 99,99%, elemi jód esetén: > 99,5%.

Az FCVS olyan moduláris rendszer, amely lehetővé teszi, hogy a rendszerelemeket a rendszerhez választott tér méreteinek megfelelően helyezték el.

A rendszer ellátja a gáztisztítás funkcióját, és ezzel egyidejűleg biztosítja a zökkenőmentes ellenőrzött nyomásváltozás folyamatát.

Az FCVS egy Venturi mosóból és egy aeroszolszűrőből áll, amely biztosítja a gőz-levegő keverék megtisztítását a radioaktív aeroszolkól és a jódtól. A rendszer egyrészt a csővezetéken és az elzáró szelepen keresztül a konténmenthez, másrészt a fojtószerkezettel ellátott vezetéken keresztül az atomerőmű-blokk szellőzőcsövéhez csatlakozik.

3.3.4.4 Stacioner és mobil eszközök és áramforrások, valamint hűtőfolyadék-tartalék és -ellátás BDBA üzemmódok (beleértve a súlyos baleseti üzemmódokat is) esetén

Az atomerőmű teljes áramkimaradása és a végső hőnyelő elvesztése esetén mobil dízel meghajtású szivattyúegységek állnak rendelkezésre az alábbiakhoz:

- a spray hűtőmedence feltöltése (SCP OPI-ja);
- a gőzfejlesztők táplálása (sG OPI-ja);
- a hűtőmedence táplálása (CP OPI-ja);

A 6 kV-os mobil dízelgenerátor berendezés (MDGS) rendeltetése, hogy önálló dízelgenerátor állomásként biztosítsa a biztonsági rendszerek (SS) tartalék áramellátását az atomerőmű teljes áramkimaradása, valamint a tartalék dízelerőmű (SDPP) meghibásodása esetén.

Az MDGS-nek 6 és 0,4 kV-s fogyasztókat kell ellátnia árammal egyidejűleg, a generátor kialakítása vagy az MDGS további berendezésekkel való kiegészítése révén. A dízelmotort elektronikus automatikus sebességszabályozó rendszerrel (ASCS) kell felszerelni.

3.3.5 A reaktorház alapvető építészeti, magasépítési és elrendezési megoldásai

A reaktorház tervezési struktúrája a különféle ipari tevékenységek zónabesorolásán alapul, attól függően, hogy mekkora veszélyt jelentenek az üzemeltető személyzetre és a környezetre. Minden reaktorház-helyiség szigorú és szabad rendszerű zónára oszlik.

A reaktorház két tűzvédelmi zónára van osztva:

- az első a konténment ház belsejében,
- a második a reaktorház melléképületében van.

A tűzvédelmi zónák közötti határt a zárt vasbetonburkolat képezi, amelynek a tűzellenállósági besorolása min. E150, és amely megbízható gátként funkcionál a gyűrű alakú melléképületben esetleg keletkező tűz esetén.

A reaktortéri tűzvédelmi zónán belül a biztonság szempontjából fontos berendezésekkel felszerelt helyiségek vannak. Ezek önálló tűzmegelezési szakaszoknak minősülnek (gőzfejlesztők, vezérlőpanelek, a biztonsági rendszerek kábelhelyiségei).

A reaktorház belső helyiségei, amelyeket zárt konténment határol, a reaktor üzemelése alatt nem hozzáférhetők a személyzet számára.

A zárt konténment határát a védőburkolati építmények, valamint a zónát körülzáró falak és födémek képezik, amelyek a balesetlokalizációs rendszer passzív elemei.

Szerkezetileg a reaktorház három helyiségből áll, amelyek az alábbi szerkezeti és tervezési jellemzőkkel rendelkeznek:

- a 13,200 m alatt elhelyezkedő alaplemez;
- a 45,00 m átmérőjű hengeres védő konténmenten belüli, a 66,450 m magasságig terjedő zárt tér;
- a konténment segédépületek 45,600 m magasságig, az építmény tengelyében $66,00 \times 66,00$ m tervezett mérettel.

A zárt konténmentnek két, légmentes zsilipekkel ellátott bejárata van/kijárata van a melléképületek irányában:

- a fő bejárat/kijárat a hardverteremnél van 36.600 m-es szinten;
- a vészkijárat a 19,340 m-es szintnél van.

A vészkijáratokat és a szállítási átjárók bejáratait csak a javítások idején használják, állandóan zárva vannak, és úgy vannak kialakítva, hogy felfogják a lökeshullámot.

A reaktorházból kivezető minden kijáratot szigetelt védőajtókkal szerelnek fel.

A reaktorház minden beton- és fémszerkezetét, a helyiségek rendeltetésétől, a hőmérsékleti és a páráviszonyoktól, a radioaktív szennyezettség mértékétől függően olyan speciális védőbevonattal, anyagokkal és kompozitokkal burkolják, amelyek stabilak maradnak az aktív ionizáló sugárzás, a magas hőmérséklet, a rezgés, és a deaktiváló oldatnak való időszakos kitettség körülményei között.

A 3. számú blokk (I. építési fázis) és a 4. számú blokk (II. fázis) reaktorházát a meglévő épületszerkezetek felhasználásával építik meg, az ellenőrzés és a műszaki állapot értékelésének eredményei alapján elvégzett javítási és helyreállítási munkák figyelembe vételével. Ugyanakkor megmaradnak a korábban jóváhagyott, az új berendezések (reaktor, gőzfejlesztő, kiegészítő biztonsági rendszerek stb.) telepítésének figyelembevételével finomított és véglegesített főbb tervezési megoldások.

Ezzel egyidejűleg a megvalósíthatósági tanulmány részeként előzetes számításokat végeztünk, figyelemmel a további terhelésekre és hatásokra, mely számítások megerősítik annak lehetőségét, hogy a blokkok kivitelezéséhez felhasználjuk a meglévő épületszerkezeteket.

3.4 Hidraulikai tervezési megoldások

3.4.1 A víztározói hűtőkapacitás értékelése négy, összesen 4000 MW teljesítményű atomerőmű-blokk üzemelése esetén

A Hmelnickiji Atomerőmű 4000 MW-ra történő bővítése kapcsán ellenőriztük a hűtővíz-medence (CP) vízellátását a fennálló körülmények között. A medencében lévő hűtővíz hőmérsékletét egy, kettő, három és négy, egyenként 1000 MW teljesítményű blokk üzemelése mellett határoztuk meg a forró évtized időjárási viszonyainak figyelembe vételével, éves átlagban, és eszerint 25,7, 28,7, 32,4, illetőleg 34,9 °C-ot állapítottunk meg a medence 0,56; 0,66; 0,69, illetőleg 0,71 hatékonysági együtthatóival számolva.

A medence különböző hőterhelési szintjei mellett kapott hőmérsékletek alapján látható, hogy a hűtőmedence a hűtött víz megengedett 33,0 °C-os határhőmérsékletén az atomerőmű 3240 MW kapacitását biztosítja. A 4000 MW erőművi kapacitás biztosításához a keringtetett vizet tovább kell hűteni.

A hűtőmedence hőmérleg-számításainak eredményei alapján, figyelembe véve a tervezett intézkedéseknek a hűtőmedence hidrotermikus állapotára gyakorolt hatását, az atomerőműnek a nyári időszak legkedvezőtlenebb meteorológiai viszonyok közötti stabil üzemelését, valamint a további építmények építési költségeit, javasolt egy 1300 m hosszú védőgát megépítése.

Az 1300 m hosszú gát megépítése javítja a medencében keringő víz hűtési hatékonyságát, és garantálja a négy blokk működéséhez szükséges hőmérsékleti feltételeket még a legkedvezőtlenebb „forró” hidrometeorológiai körülmények között is, 2-3 °C-os hőingadozási tartománnyal, valamint további villamosenergia-termelés lehetőségét, a generátor-terminálok teljesítményváltozási számításai alapján.

Egy ilyen gát megépítése lehetővé teszi, hogy kiiktassuk a tározó hőmérsékletének a legkedvezőtlenebb, nyugati szél esetén 3-6 m/s sebességű, széljárástól való jelentős függését.

3.4.2 Az atomerőmű vízellátásának elemzése a 3. sz. és a 4. sz. atomerőmű-blokkok megépítése után

Az atomerőmű fő- és segédberendezéseinek hűtéséhez a terv egy nem csatorna mellé telepített víztározó használatát irányozza elő, amelyet egy vízzáró gát megépítésével alakítottak ki a Hnyilij Rig folyó völgyében. A tározót atomerőművi technológiai tározóként tervezték és építették a megengedett hűtési hőmérséklet (legfeljebb 33 °C) szerinti számítások alapján a 4000 MW-os atomerőművi berendezés (4 blokk) hőjének elvonása céljából, figyelemmel a fő berendezések javítási ütemtervére.

Mivel a 3. sz. és a 4. sz. blokk építése két fázisban történik (első fázis - a 3. sz. blokk, második fázis - a 4. sz. blokk), a teljes vízhelyzet elemzését az blokképítés első és második

szakaszára külön kell elvégezni, figyelembe véve a vízgazdálkodási mérleg bemeneti és kimeneti oldalát.

3.5 Tartalék dízelerőmű

A tartalék dízelerőmű (SDPP) mint vészhelyzeti áramellátó rendszer olyan biztonsági rendszer, amelynek rendeltetése a villamosenergia-ellátás biztosítása a második atomerőmű-megbízhatósági csoportba tartozó összes fogyasztó részére.

A projekt a technológiai részben a biztonsági rendszer három önálló csatornáját, ennek megfelelően a vészhelyzeti áramellátó rendszer három önálló csatornáját biztosítja. Az egyes csatornák elektromos-műszaki berendezéseket, dízelgenerátort (DG), valamint segédrendszereket foglalnak magukban, amelyek biztosítják a DG, valamint a műszerek és az automatika berendezéseinek működését.

A dízelgenerátor-állomás üzemelése funkcionálisan kapcsolódik a kritikus fontosságú fogyasztók technikai vízrendszere, valamint a fűtési és szellőző rendszerek üzemeléséhez. Ugyanakkor a technikai vízfogyasztás minimum 600 m³/h.

Az SDPP három, egymástól teljesen elszigetelt csatornából áll, amelyek az SDPP-épületek elkülönített celláiban vannak elhelyezve.

A 3. sz. blokk első cellája a három cellából álló épület közepén található, és a 3. sz. és 2. sz. blokk között, a 4-6 tengelyen helyezkedik el. A második és a harmadik cella a három cellából álló épület széleinél található a harmadik blokk mögött, az 1-3, illetőleg a 7-9 tengelyen.

A 3. sz. blokk első cellája a három cellából álló épület közepén található, és a 3. sz. és 4. sz. blokk között helyezkedik el. A második és a harmadik cella a negyedik blokk mögötti épület széleinél található.

3.6 Közös tartalék dízelerőmű (CSDPP)

A CSDPP az atomerőmű-blokkok kritikus fontosságú mechanizmusainak önálló vészhelyzeti áramforrása, amely biztosítja a blokkberendezések működőképességének fenntartását a váltóáram teljes elvesztése esetén.

A CSDPP emellett az atomerőművek különösen kritikus fontosságú fogyasztóinak áramellátására is használhatók, amikor teljes áramszünet esetén biztosítani kell az atomerőmű üzemelésének gyors helyreállítását.

A CSDPP rendeltetése a kritikus berendezéscsoportok áramellátásának biztosítása.

A CSDPP két cellából áll, amelyeket egyazon épületben helyeznek el. Mindkét cellához tartozik egy 5600 kW-os, 6,3 kV-os dízelgenerátor. A CSDPP egyik cellája biztosítja a két egység közös kapcsolóberendezésének (6,0 kV) energiaellátását. A cellákat önálló üzemanyag-rendszerekkel, olajjal, hűtővízzel, indító levegővel, védelemmel, riasztással stb. látják el. A különböző cellák rendszerei nincsenek integrálva. Építészeti-építési és technológiai megoldásaikat tekintve a cellák hasonlóak.

4 Garantált biztonság

Ezen átfogó cél teljesülését az atomerőmű életciklusának minden fázisában, minden üzemi állapotban a biztonság-irányítási rendszer biztosítja.

4.1 A sugár- és nukleáris biztonság garantálására vonatkozó koncepciót érintő általános rendelkezések

Az atomerőművek tervezését, építését és üzemeltetését az atomenergia-felhasználást és a radioaktív hulladékok kezelését szabályozó ukrán törvényeknek és más jogi aktusoknak megfelelően kell végrehajtani.

Az atomerőműveket érintő bármely tevékenységre (tervezésre, kivitelezésre, üzemeltetésre stb.) az Ukrajnában hatályos sugár- és nukleáris biztonsági normák és szabályok irányadók.

A 3. sz. és 4. sz. HEA-blokk Megvalósíthatósági Tanulmányának kidolgozása során az alábbi dokumentumokban foglalt követelményeket vettük figyelembe:

- Ukrajna törvényei;
- az Ukrajnában ratifikált nemzetközi megállapodások;
- Ukrajna elnökének, Legfelsőbb Tanácsának és Minisztertanácsának rendeletei;
- Ukrajna sugár- és nukleáris biztonsági normatív dokumentumai.

A Nemzetközi Sugárvédelmi Bizottság (ICRP) és a NAÜ ajánlásaira azokban a részekben hagyatkozunk, amelyek nem ellentétesek a fenti dokumentumokban foglalt előírásokkal, és amelyek célja a személyi állományt, a lakosságot és a környezetet érő sugárterhelés csökkentése.

A Škoda JS a.s. által gyártott VVER-1000 reaktorlétesítmény blokkjainak sugár- és nukleáris biztonsági koncepciója az alábbiakon alapul:

- a nukleáris biztonságra vonatkozó mindenkor szabályokban és előírásokban foglalt, a fejlesztés alatt álló blokkokra vonatkozó követelmények;
- a világ nukleáris közössége által kidolgozott és a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség biztonsági szabványaiban, valamint a Nemzetközi Nukleáris Biztonsági Tanácsadó Csoport (INSAG) kiadványaiban megfogalmazott korszerű filozófia és biztonsági alapelvek;
- az üzemeltetés során tesztelt és ellenőrzött műszaki megoldások összessége, figyelembe véve a fejlesztésükre irányuló munkát, ezen belül az atomerőmű-blokkoknak a VVER reaktorlétesítmények különféle módosításai szerint történő tervezését is;
- ellenőrzött és tanúsított számítási módszerek, kódok és programok, valamint a biztonsági elemzés bevált módszertana;
- a tervezési alapon túli balesetek megelőzésére és korlátozására irányuló szervezési és műszaki intézkedések;
- a fokozott biztonságú új generációs berendezések fejlesztése során felgyülemlett tapasztalatok;
- az m-mel és a hibás emberi döntésekkel szembeni alacsony kitettség biztosítása;
- balesetek során a jelentős mértékű radioaktívanyag-kibocsátás alacsony kockázatának biztosítása;
- a biztonsági funkciók végrehajthatóságának biztosítása külső energiaellátás és vezérlés nélkül az „ember-gép” interfészen keresztül;
- annak biztosítása, hogy balesetek esetén ne legyen szükség az atomerőmű közelében élő lakosság evakuálására.

4.2 A sugár- és nukleáris biztonság garantálása

A sugárbiztonság az alábbi műszaki tervezési és szervezési eszközök és tevékenységek útján biztosított:

- a berendezések magas fokú megbízhatósága, ideértve a VVER reaktorokkal működő atomerőműveknek az alternatív megoldások bevezetése során felgyülemlett üzemeltetési tapasztalatai fokozott figyelembe vételét, mely megoldásokat a különböző típusú atomerőművek üzemelése során előforduló meghibásodások megelőzésében tesztelték;

- a normál üzemelést megzavaró események alacsony gyakorisága;
- a „súlyos” magkárosodás valószínűségének maximális csökkentése, ideértve a reaktorleállítás esetét is, reaktoronként évente legalább 10^{-5} értékre (azt kell biztosítani, hogy egy ilyen esemény valószínűsége reaktoronként évente ne haladja meg az 5×10^{-6} értéket);
- a véletlenszerű kibocsátás bekövetkezési valószínűségének maximális csökkentése (határérték-túllépés esetén intézkedni kell a lakosságnak a kiválasztott zónából történő evakuálásáról) legalább 10^{-6} /reaktor/ év értékre (arról kell gondoskodni, hogy egy ilyen esemény valószínűsége ne haladja meg a 10^{-7} /reaktor/év értéket balesetek miatt, és ennek során biztosítani a védelmi gátak tervezési jellemzőit);
- védelem a gyakori meghibásodási okok és az emberi hiba bekövetkezése ellen;

Az alábbi események elhanyagolható bekövetkezési valószínűsége:

- az olvadék másodlagos kritikussága;
- a konténment kikerülésével járó „súlyos” baleset;
- a reaktorlétesítményben lévő magas nyomáson bekövetkező „súlyos” baleset;
- a konténment sérülésével járó „súlyos” baleset azután, hogy a vészhelyzeti eljárást „alacsony nyomású forgatókönyvek” szintjére csökkentették.

A nukleáris biztonság a nukleáris anyagok felhasználására vonatkozó szabályok, előírások, szabványok és feltételek betartását jelenti. Ez a reaktorlétesítmény és az atomerőmű egészének azon tulajdonsága, amely az előírt valószínűséggel biztosítja, hogy megelőzhető legyen az üzemanyagrudak biztonságos üzemelési szintet meghaladó mértékű sérülése miatti nukleáris baleset bekövetkezése, amit a nukleáris fizikai folyamatok okoznak az alábbiak folytán:

- a maghasadási láncreakció monitorozásának és irányításának megsértése;
- kritikus tömeg képződése az üzemanyagelemek átrakása, szállítása és tárolása során.

A reaktorlétesítmény nukleáris biztonságát a technológiai és szervezési eszközök rendszere biztosítja, ezek:

- a reaktorlétesítmény belső önvédelmi tulajdonságainak felhasználása;
- a mélységi védelem koncepciójának használata;
- az egyszeri meghibásodás, a diverzitás, a redundancia és a fizikai szétválasztás elve alapján tervezett biztonsági rendszerek alkalmazása;
- bevált műszaki tervezési gyakorlat alkalmazása;
- a sugár- és nukleáris biztonsági normák, szabályok és szabványok, valamint az atomerőmű tervében meghatározott előírások betartása;
- a biztonság kultúrájának tiszteletben tartása és fejlesztése;
- minőségirányítási rendszer alkalmazása az atomerőmű életciklusának minden fázisában;
- megfelelően kvalifikált személyi állomány biztosítása;
- az üzemeltetési tapasztalatok figyelembevétele;
- a szükséges üzemeltetési dokumentáció rendelkezésre állása.

5 Környezeti hatásvizsgálat (KHV)

5.1 A KHV-ben elemzett környezeti komponensek és hatástípusok

Az elvégzett környezeti hatásvizsgálat a HAE 3. sz. és 4. sz. blokkja esetében az alábbi környezeti hatásokat állapította meg:

- sugárhatás;
- hőhatás;
- kémiai hatás.

A zaj, a vibráció és az elektromágneses mezők hatása az atomerőmű telephelyére korlátozódik, és nem haladja meg a megengedett határértékeket.

Az ipartelep és az atomerőmű geológiai környezetét elégséges stabilitás jellemzi. Nem várható, hogy negatív hatást gyakorol a meglévő erőművi létesítmények, valamint a 3. sz. és 4. sz. atomerőmű-blokk működésére.

A HAE a geológiai környezetre (ideértve a talajvízszintet is) gyakorolt hatását szinte teljesen kifejtette 1. sz. és a 2. sz. blokk erőművi komplexumába tartozó létesítmények építése és üzembe helyezése során, és az csak az ipari terület a HAE határaitra korlátozódott. E létesítmények nagy része a 3. sz. és 4. sz. blokk komplexumába tartozik (hűtővíz-medence, táp- és elvezető csatornák, a blokkok szivattyútelepei, a netyisini lakásépítkezés stb.). A 3. sz. és 4. sz. blokk üzemelési időszaka során nem várhatók technogén változások a geológiai környezet állapotában a HAE-létesítmények hatására.

Az sem várható, hogy a blokkok negatív hatást gyakorolnak majd a kontrollterületen (CA) belüli technogén környezet objektumaira.

A fenti hatásoknak kitett környezeti elemek a levegőt, a vízi környezetet (felszíni és felszín alatti vizeket), a talajt, a növény- és állatvilágot, valamint a társadalmi és az ember alkotta környezetet foglalják magukba.

5.2 A levegőre gyakorolt környezeti hatás vizsgálata

5.2.1 Sugárterhelés

Az atomerőmű helyének területén a radiológiai helyzetet jelenleg főként a természetes eredetű radionuklidok határozzák meg. Nem azonosítottunk rövid életű technogén izotópokat a HAE kontrollterületén. A terület ^{137}Cs -mal való szennyezettsége a globális szennyezési szintek közelében alakul (kb. 3 kBq/m^2).

Az atomerőművel szomszédos területre vonatkozó, az összes blokk normál üzemelése során keletkező aeroszol-kibocsátás okozta szennyezettség előrebecslési számításakor egy darab 100 m magasságban lévő kibocsátásforrást és a négy reaktorház és a külön épületek összkapacitásának megfelelő szellőzőrendszeri kibocsátást feltételeztünk.

E kibocsátások 89 , eltérő felezési idejű és emissziós kapacitású radionuklidot, ennek megfelelően eltérő a dózisterhelést okozó radionuklidot tartalmaznak. Az elvégzett számítások alapján szennyezettség-sűrűségi előrejelzéseket készítettünk a HAE melletti zónára a ^3H , a ^{137}Cs és a ^{90}Sr vonatkozásában, valamint az atomerőmű melletti felszínközeli légkörre az ^{41}Ar , a ^{85}Kr és a ^{133}Xe térfogati koncentrációira vonatkozóan, a négy blokk folyamatos normál működését feltételezve (1. táblázat).

1. táblázat - Teljes radionuklid-kibocsátás a HAE normál működése alatt

Radionuklid	Felezési idő	Emisszió-intenzitás, Bq/nap
^{41}Ar	1.82 h	$3.85\text{E}+10$
^{137}Cs	30.20 év	$4.97\text{E}+05$
^{85}Ar	10.72 év	$3.15\text{E}+09$
^{133}Xe	5.23 nap	$1.21\text{E}+13$
^3H	12.33 év	$2.85\text{E}+10$
^{90}Ar	29.2 év	$1.34\text{E}+01$

Az elvégzett becslések tanúsága szerint az erőmű üzemeltetése során a gáz- és aeroszol-emisszió főként radioaktív nemesgázokat (RNG) tartalmaz a felhőből származó sugárzás miatt (2. táblázat).

2. táblázat - Becsült RNG -koncentrációk a HAE kontrollterületének talajközeli atmoszférájában

Leírás	Az RNG-koncentrációk értékei a talajközeli atmoszférában, Bq/m ³		
	41Ar	85Kr	133Xe
Maximális éves átlagos koncentrációk keleti irányban, az atomerőműtől kb. 1 km-re	n·10-2	n·10-3	2.0

A számított RNG-koncentrációk azt jelzik, hogy a blokkok normál üzemi körülményei (NOC) között ezek a szintek több nagyságrenddel alacsonyabbak a megengedett szintnél, így bőven garantált, hogy nem haladják meg az effektív dózis 40 µSv/év határértékét a B kategóriába tartozó lakosság esetében.

Tehát a gáz halmazállapotú radioaktív kibocsátások környezeti hatása elfogadható.

5.2.2 Kémiai hatás

A HAE 3. sz. és 4. sz. blokkjának beindulását követően nem lesznek új, a meglévőktől eltérő technológiai folyamatok, amelyek bármilyen károsanyag-kibocsátással járnának, azaz a két blokk üzemelése során keletkező kibocsátások kvalitatív jellemzői nem változnak.

A nem radioaktív szennyező anyagok (légszennyező anyagok) felületi koncentrációira vonatkozó szakértői előrejelzések szerint a 3.sz. és 4. sz. blokkok üzembe helyezése után a kibocsátások mennyiségi és minőségi jellemzői nem változnak számottevően, azok paraméterei úgy tekinthetők, hogy változatlan szinten maradnak. Tehát megállapítható, hogy a HAE-ből származó kibocsátások okozta felszíni szennyezőanyag-koncentrációk sem az egyes összetevők tekintetében, sem összesítve nem haladják meg a településekre irányadó megengedett maximális értékeket. Az egészségügyi védőzónán (SPZ) belül ezek maximális megengedett koncentrációja (MPC) 0,2 és 0,6 között alakul, a legközelebbi települések zónájában pedig 0,02–0,12 lesz. Az SPZ-n kívül a maximális felszíni koncentráció MPC értékei sem összesítve, sem az egyes összetevők esetében sem haladják meg a 0,05-öt.

5.2.3 Hő- és nedvesség hatás

Az atomerőműben három cirkulációs hűtőrendszer működik.

A hűtővíz-medencébe (CP) belépő meleg víz áramlási sebességének az egy blokk üzemelése esetén fennálló 50m³/s-ról négy blokk működése esetén 200 m³/s-ra történő növekedése és a meglévő vízűtési technológia mellett a többlet felületi párolgási vízvesztesség 53,1 millió m³/év, a CP-ből 0,876 millió m³/év lesz. Ezenkívül a CP-ből az elcsepegtetésből származó vesztesség 3,92 millió m³/év lesz.

A CP-be történő megnövekedett termikus kibocsátás némileg más feltételeket teremt a tározó felső rétegében zajló vízcserére és a szomszédos légköri rétegben zajló hőcsere tekintetében.

A hűtőrendszerek hatása elsősorban a tározó vízterülete feletti légtér mikroklimáját érinti és áthúzódik szomszédos kis területre.

A harmadik, majd a negyedik blokk üzembe helyezésével a hűtőrendszerek mikroklimát érő hatása további párolgásmegnövekedés és, ebből következően, a levegő páratartalmának növekedése lesz.

A levegő hőmérséklete várhatóan nem nő a hőkibocsátás arányában, mivel a hőt további párolgásra, „gőzköd” képzésére használjuk fel. A ködös és jegesedéssel napok számának növekedésére lehet számítani. A négy blokk üzemelése esetén a levegő hőmérséklete elfogadható határokon belül fog változni ahhoz képest, amely két blokk működése során alakul ki. A CP hatásvonalától a vízváltótól való távolsága nem haladja meg az 1,0 km-t.

Tekintettel a hűtőrendszerek éghajlati paraméterekre gyakorolt megengedett hatására, a négy blokk üzemelése során nem indokoltak az e hatások korlátozását szolgáló külön intézkedések.

5.2.4 A fizikai tényezők hatásának vizsgálata

5.2.4.1 Zajterhelés

A környezeti zajterhelés vizsgálatához az alábbi szempontokat használjuk:

- a 3. sz. és 4. sz. atomerőmű-blokk üzembe helyezésével megjelenő további zajforrások hatásának vizsgálata;
- mivel az ipartelepen a kiszolgáló személyzet által használt termelési épületeken és építményeken kívül nincs állandó munkahely, a zajhatás felmérését csak ezen épületeken és építményeken belül végezzük el;
- mivel az SPZ-n belül nincsenek a nem HAE személyi állományába tartozó személyek (lakosok) számára állandó tartózkodási helyül szolgáló lakó- és lakossági épületek, a zajhatás felméréséhez a tartósan vagy időszakosan ott tartózkodó kiszolgáló személyzet munkahelyeire megállapított zajterhelési határértékeket vesszük figyelembe.

A termelési létesítmények rendeltetésének és jellemzőinek függvényében, a zajterhelés csökkentése érdekében hő- és hangszigetelést végzünk, hangszigetelt fülkéket telepítünk, és zajvédő fülteköket biztosítunk.

5.2.4.2 Esetleges ultrahang-hatások

A HAE 3. sz. és 4. sz. blokkjának üzemelése során nem várható a működő termikus-mechanikus berendezések okozta ultrahang-hatás.

A hegesztett fenékkillesztések ultrahangos minőségellenőrzése okozhat egyszeri, rövid idejű, helyi ultrahang-hatást.

5.2.4.3. Vibrációs hatás

Vibrációs hatások a munkahelyen jelentkezhetnek, és nem érintik a környezetet.

5.2.4.4 Az elektromágneses és ionizáló sugárzás hatásának vizsgálata

A személyi állománynak az elektromos mező hatásától való védelme a nyitott kapcsolóberendezés (OSG) fölé helyezett stacioner eszközzel (OSG) történik:

- a terminálfülkéknél lévő munkaállomások fölé szerelt palástok;
- hajtás-, modul- és kapcsolószekrények;
- függőleges válaszfalak a szomszédos cellák kapcsolói között;

- a kapcsolók további válaszfalai.

Az atomerőművi OSG-ből induló 330 és 750 kV felsővezetékek az egészségügyi előírások követelményeinek figyelembevételével kerülnek kiépítésre. A HAE-ből a teljes üzemidőszak során származó radioaktívanyag-kibocsátások sugárzási helyzetre gyakorolt hatása nem volt kimutatható a globális csapadék alapján, mint azt a környezeti minták ellenőrzése bizonyítja.

A teljes működési időtartam alatt a kontrollpontok területén mért dózismennyiség abszolút értéke nem függ az atomerőműhöz viszonyított helyüktől, és a globális eredetű radionuklidok természetes meglétének és lerakódásának köszönhető. A kontrollterületen a háttérsugárzás dinamikáját a csernobili baleset következtében bekövetkező technogén radionuklidok esése, a globális kihullások és háttérsugárzás ingadozása határozzák meg.

Abból, hogy a 3. sz. és 4. sz. blokk megegyezik a már meglévőkkel, arra lehet következtetni, hogy üzembe helyezésük nem okoz túlzott változásokat a sugárhelyzetben, sem az atomerőmű területén, sem a kontrollterületen.

A becslések megerősítik a konklúziót.

5.3 A felszíni és a felszín alatti vizekre gyakorolt hatások vizsgálata

5.3.1 A felszíni vizekre gyakorolt hatások vizsgálata

5.3.1.1 A vízkészlet fogyasztása

Műszaki vízellátás

A HAE 3. sz. és 4. sz. blokkjára vonatkozó vízkémiai számítások szerint a további párolgás miatti vízveszteség 53,1 millió m³/év volt, a beépített kapacitás 0,82 felhasználási faktortól figyelembe véve.

Ennek megfelelően a vízkészletek szűkössége (a Gorin-folyóból vételezett, a CP-hez szükséges frissvíz-szükséglet) a 4-es fokozatban, amikor 4 blokk üzemel, 3,23 és 41,92 millió m³/év között van (a vízkészlet nagyvíz idei évi 1%-tól a kisvíz idei évi 95%-ig). A vízhiány pótlása az atomerőművi tározó hasznos térfogatának aktiválása, majd a Hnyilij Rig-folyóból és a Gorin-folyóból való feltöltése révén lehetséges (a vegetációs időszakon kívül). A Gorin-folyó - a megállapított érintetlen egészségügyi vízfogyasztás (6 m³/s) sérelme nélkül, figyelembe véve a spray hűtőmedence (SCP), a kémiai víztisztítás (HWP) és az öntözés frissvíz-szükségletét - képes kielégíteni a fenti szükségletet.

5.3.1.2 Sugárterhelés

A HAE környékén lévő víztestek sugárzási állapotának megfigyelései azt mutatták, hogy a víztestek ¹³⁷Cs és ⁹⁰Sr szennyezettségének mértéke megfelel a PC_B^{ingest} szabvány követelményeinek.

5.3.1.3 Kémiai hatás

A HAE kontrollterületén a potenciális vízszennyezési forrás a hűtővíz-medence (CP).

A CP-ből származó víz a tisztítás, valamint a CP túlfolyó csatornáján keresztül történő terv szerinti „erőltetett” túlfolyások során juthat be a környező vizes környezetbe, amikor a tavaszi és a villámáradások idején meghaladja az NBUH (normal banked-up horizon) szintjét.

Az elvégzett értékelések tanúsága szerint az árvíz idején a CP időben történő ellenőrzött, a hatósági előírásoknak megfelelő tisztításával a felszíni vizekre gyakorolt kémiai hatás környezetvédelmi szempontból az elfogadható minimumra csökkenthető, ami kizárja a hidrokémiai mutatók egészségügyi normái megsértésének lehetőségét.

5.3.1.4 Hőhatás

A CP-be történő megnövekedett termikus kibocsátás némileg más feltételeket teremt a medence felső rétegében zajló vízcserre és a szomszédos légköri rétegben zajló hőcsere tekintetében. A CP mikroklímára gyakorolt hatásának zónája nem haladja meg az 1,0 km-t. Ezek a mikroklímában bekövetkező változások jelentéktelennek és környezetileg elfogadhatónak értékelhetők.

A CP hidrotermikus modellszámításai szerint a benne lévő víz hőmérséklete négy blokk üzemelési körülményei között 13,84 °C-kal haladja meg a Gorin-folyó természetes vízhőmérsékletét. A hűtött víz számított havi átlaghőmérséklete a meteorológiai tényezőkre figyelemmel áprilisban 22,04 °C (a tavaszi nagyvíz hónapja a tisztítási kibocsátások legvalószínűbb hónapja) a Gorin-folyó természetes 8,2 °C-os vízhőmérséklete mellett.

Figyelembe véve, hogy a tavaszi nagyvíz idején a Vilia-folyó vízhozama 10 és 100 m³/s között van, és a tisztítási kibocsátás mértéke széles határok között (0 és 10 m³/s között és még nagyobb tartományban) szabályozott, a számítási tartományban előírt hőmérsékleti feltételek betartásának lehetősége a tisztításból kikerülő víz hígítása útján és a víz hőmérsékletének megfelelő mérésével nyilvánvaló és könnyen szabályozható.

5.3.2 A felszín alatti vizekre gyakorolt hatások vizsgálata

Az 1. sz. és a 2. sz. blokkok üzemelése során az ipari vizek beszivárgása következtében változások történtek egyes rezsimképző talajvizekben. Ennek eredményeként bizonyos területeken a hőmérséklet növekedése és a talajvíz ásványosodása figyelhető meg, ami az idő múlásával meglehetősen stabil, de a folyamat lokális, és nem terjed túl az ipari területen. A 3. sz. és 4. sz. atomerőmű-blokk üzembe helyezése tükröződhet a felszín alatti vizek hőmérsékletének helyi növekedésében, ásványosodásában vagy korlátozott területen a vízszint enyhe emelkedésében. Ez nem befolyásolja a háztartási és az ivóvízellátás célú vízfogyasztást.

A talajvíz sugárzási állapota, beleértve a netyisini fogyasztást is, kielégítő, vagyis a normatív dokumentumokban foglalt határérték alatt van. Az Ukrán Nemzeti Tudományos Akadémia Radiohidrogeológiai Ökológiai Tudományos és Műszaki Tervezési Központja (UNTA RÖC) által végzett modellezés eredményei szerint a vízfogyasztáshoz igénybe vett víztartó réteg védett a felszíni kémiai és radionuklid-szennyezés ellen, vagyis a háztartási és ivóvízellátás környezetvédelmileg fenntartható forrása biztosított.

5.4 A talajt érő hatások

5.4.1 Sugárterhelés

Az atomerőmű helyének területén a radiológiai helyzetet jelenleg főként a természetes eredetű radionuklidok határozzák meg. Nem azonosítottunk rövid életű technogén izotópokat a HAE

kontrollterületén. A terület ^{137}Cs -mal való szennyezettsége a globális szennyezési szintek közelében alakul (kb. 3 kBq/m^2).

A gáz-aeroszol kibocsátások diszperziójának modellezésénél figyelembe vettük az atomerőmű melletti zóna terepviszonyait és az orográfiai akadályok jelenlétét.

5.4.2 Kémiai hatás

Az elvégzett vizsgálatok eredményei szerint a talajok réz-, cink- és kadmiumtartalma az atomerőművel szomszédos területen a háttérszinten van. Az autópályák melletti mezőgazdasági területek talaja esetleg jelentéktelen mértékben többlet ólommal szennyezett, ami nem eredményez MPC-túllépést a mezőgazdasági termékekben.

A HAE építésével összefüggő talajdegradációs folyamatok csak az ipartelepen jelentkeznek kiterjedten. Jelenlétük a kontrollterületen gyakorlatilag nem függ össze az atomerőmű üzemelésével.

A régió taljai fizikai-kémiai tulajdonságainak elemzése általában azt mutatta, hogy a talajtakaró jelentős változatossága ellenére a legtöbb talaj jelentős pufferállósággal rendelkezik az emberi eredetű terhelésekkel szemben. Az atomerőmű melletti zóna tájviszonyai megbízhatóan akadályozzák meg az elsődleges szennyezési zóna migrációs úton történő kiszélesedését.

5.5 A növény- és állatvilágot érő hatások vizsgálata

A két további blokk üzemelése összességében nem érinti a növénytársulások szerkezetét és dinamikáját, és nem okoz változásokat a ritka és a Vörös Könyvben felsorolt növényfajok populációiban sem. A vízreztim változásával, a növényzet vagy a talajtakaró integritásának megsértésével járó további építési vagy egyéb munkák esetén azonban további kutatásokra és környezetvédelmi szakértelemre van szükség.

A Hmelnickiji és a Rivnei Régió környezetvédelmi hatóságainak adatai szerint a HAE több mint 3000 hektáros kontrollterületén 47 természetvédelmi objektum található. Ez az övezet területének valamivel több mint 1%-át teszi ki, ami négyszer alacsonyabb az országos átlagos tényezőnél.

Az atomerőmű kontrollterületén a radiológiai helyzetet jelenleg főként a természetes eredetű radionuklidok határozzák meg. A radioaktív szennyezés bioindikátoraként célszerű gombát, fenyőt, áfonyát, mohát és zuzmót használni (az egyes szinteken), amelyek esetében elégséges adatállomány áll rendelkezésre, és kialakultak a megfelelő függőségek.

Általában a HAE több mint húsz éves tevékenységének sugárhatása nem befolyásolta a flóra állapotát a kontrollterületen.

Megállapítást nyert, hogy a 3. sz. és 4. sz. atomerőmű-blokkok normál üzemmódú üzemelése nem lesz negatív hatással a HAE kontrollzónájának élővilágára. Nem várhatók az állatok táplálkozását, menedék- és fészkelőhelyeit, valamint vándorlási útvonalait érő negatív hatások.

5.6 A társadalmi környezetet érő hatások vizsgálata

5.6.1A közegészségügyi hatások vizsgálata

5.6.1.1 Általános megállapítások

A közegészségügyi hatást a természeti és éghajlati, a társadalmi-gazdasági, az orvosbiológiai, a technogén és az egyéb tényezők összessége befolyásolja.

A lakosság egészségi állapotának egyik legfontosabb mutatója a morbiditás, amelynek rendszeres elemzése lehetővé teszi a helyi önkormányzati szervek tevékenységének, valamint az egészségügyi és járványügyi felügyelet mindenkori tervezését és optimalizálását.

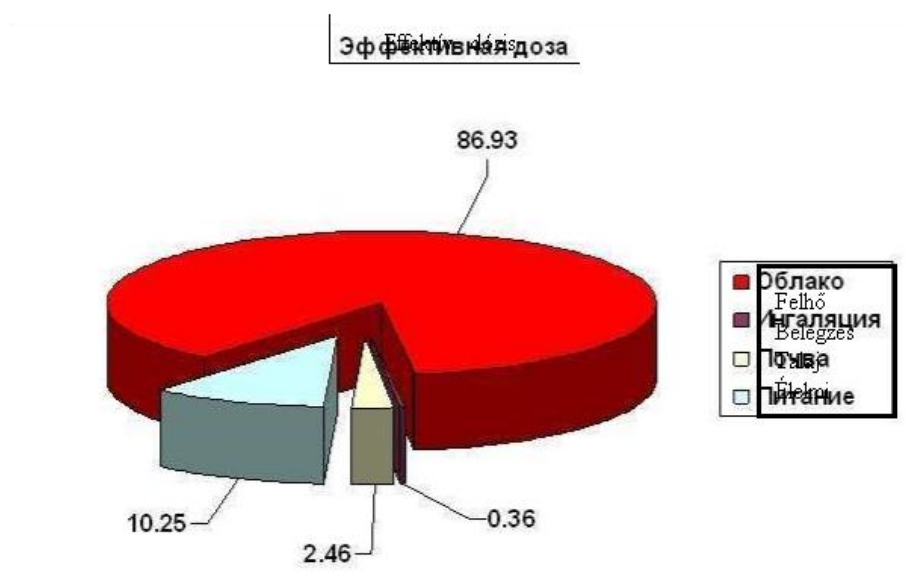
Az elvégzett kutatások nem tártak fel semmilyen, az atomerőmű kibocsátása által okozott negatív változást a kontrollterület lakosságának egészségi állapotában, ezért a helyi lakosságot érő fokozott morbiditási kockázat nem haladja meg az országos átlagot.

5.6.1.2 Sugárterhelés

A HAE kontrollterülete déli részén élő lakosság dózisterhelését elsősorban a talajban és az alatta lévő kőzetekben található természetes radionuklidok (NRN) okozzák.

Az Ukrajna lakosságát a természetes forrásokból érő effektív sugárdózis súlyozott átlaga 3,5 mSv/év⁻¹, és ez főként radonsugárzásból ered.

Az (atomerőművekből származó) várható effektív dózishoz minden távolságra a legnagyobb mértékben a radioaktív ¹³³Xe, ¹³⁵Xe nemesgázok felhőből történő sugárzása járul hozzá. A többi expozíciós út jelentősen kisebb szerepet játszik a dózis kialakulásában (5. ábra).



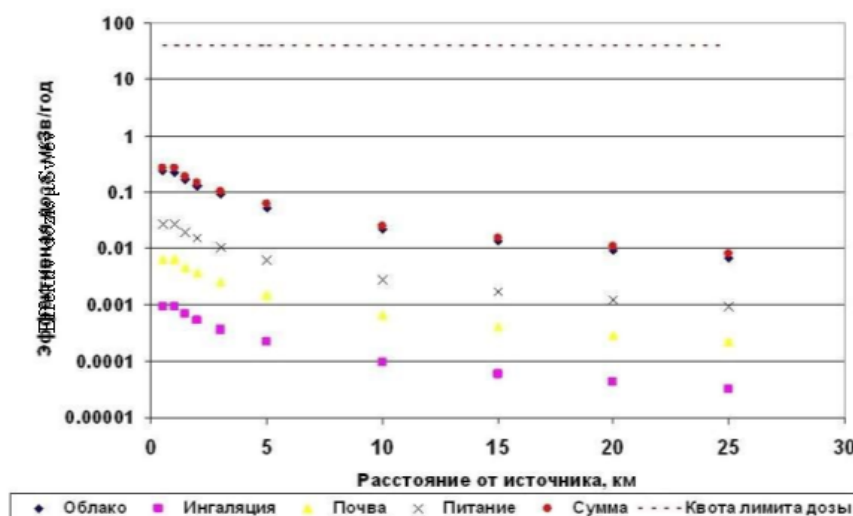
5. ábra - A lakosságot (referenciacsoport: „felnőtt” vidéki lakosság) érő várható éves effektív dózisának összetétele (százalékban) a HAE négy blokkal történő üzemelésének harmincadik évére, expozíciós útvonalak szerint

(Távolság: 3 km)

A 0,34 µSv/év egyéni maximális effektív dózist az atomerőműtől 1 km-re keletre számítottuk. 25 km-es távolságra a teljes effektív dózis a µSv egy századára csökken.

Az emberi testet érő dózisterhelések kialakulásához elsősorban a természetes radionuklidok járulnak hozzá: ⁴⁰K, ²³⁸U, ²³²Th és bomlástermékeik (1-3 mSv/év tartományban). Néhány óra alatt az embert megközelítőleg ugyanannyi természetes háttérsugárzás éri, mint a HAE éves kibocsátása.

Az atomerőművek közelében élő lakosságot az atomerőműből származó gáz-aeroszol kibocsátás okán érő sugárdózis nem haladja meg a maximális dózis 4%-át, azaz a $<40 \mu\text{Sv}/\text{évet}$. A HAE esetében a lakosságot érő becsült dózisterhelések az SPZ-n kívül két nagyságrenddel a megállapított határértékek alatt maradnak (6. ábra).



Távolság a forrástól, km

Felhő/Belégzés/Talaj/Élelmiszer/Összesen....Megengedhető dózislímit

6. ábra - A lakosságot (referenciacsoport: „felnőtt” vidéki lakosság) adott távolságból érő várható éves effektív dózisének alakulása a HAE négy blokkal történő üzemelésének harmincadik évére

5.6.1.3 A radioaktív anyagok országhatárokon átnyúló terjedése

Az emissziós forrástól való távolsággal a terület radionuklidokkal való szennyezettsége rohamosan csökken, tehát a lakosságot érő dózisterhelés is csökken (6. ábra). Még ha az atomerőmű közvetlenül az országhatáron helyezkedik is el, a szomszédos államok lakosságára vonatkozó dóziskorlát nem kerül meghaladásra (az európai államok többsége esetében ennek értéke $200 \mu\text{Sv}/\text{év}$, magasabb, mint Ukrajna esetében).

A HAE kontrollterületén kívüli nagy távolságokban a gáz- és aeroszol-kibocsátásból származó radioaktív szennyezés számos fizikai okból nem tudja meghaladni kontrollterület határánál kialakult mértéket.

Tehát megállapítható, hogy a HAE normális üzemeléséből származó, a szomszédos országokat érő sugárhatás lényegesen alacsonyabb lesz, mint a megállapított dóziskvóták, és ennek megfelelően az egyedi effektív éves dózis határértéke 1 mSv .

5.6.1.4 Általános következtetések a dózisterhelésekről

A konzervatív becslések (az atomerőmű üzemelésének negyvenötödik éve, maximális konverziós faktorok) alapján végzett értékelés szerint az SPZ határán az éves effektív dózis $0,6 \mu\text{Sv}$ volt, figyelembe véve a lakosság kritikus csoportját érintő összes expozíciós utat. A $2,8 \mu\text{Sv}/\text{év}$ egyéni maximális effektív dózist az atomerőműtől $0,5 \text{ km}$ -re keletre számítottuk.

25 km távolságban a teljes effektív dózis a μSv egy századára csökken, tehát a lakosság egészségét nem fenyegetik további negatív hatások.

5.7 A mesterséges környezetet érő hatások vizsgálata

A HAE meglévő építményeit és rendszereit a szélsőséges természeti jelenségek lehetséges hatásainak figyelembevételével tervezték és építették. Hasonló tervezési döntések születtek a 3. sz. és 4. sz. atomerőmű-blokk megvalósíthatósági tanulmányában is.

Az atomerőmű telephelyének elhelyezkedése kizárja a gazdasági tevékenység egyéb objektumaiból eredő külső antropogén hatások (tűzvész, robbanás, áradás, ártalmas gázok kitörése) lehetőségét, melyek megzavarhatják az atomerőmű normál üzemelését, ebből következően az atomerőmű nem okoz a mesterséges környezetet érő további hatásokat.

Az atomerőművek környezeti, ezen belül a mesterséges környezeti, sugárterhelési vizsgálatát a sugármonitorozás technikai eszközeivel végezzük, amelyek szabályozzák mind a környezetbe kerülő radionuklidok forrásait (folyadék-kibocsátásokat, gáz- és aeroszol-kibocsátásokat), mind az atomerőmű telephelyén és a szomszédos területen uralkodó sugárzási helyzetet.

Az előrejelzések szerint a mesterséges környezet gáz- és aeroszol-kibocsátás útján történő szennyezése hosszú élettartamú radionuklidokkal több tízezerszer alacsonyabb, mint a meglévő szennyezés, ami viszont jóval alacsonyabb a megállapított megengedett szinteknél. Következésképpen, a két új blokk üzembe helyezése nem indokolja a mezőgazdasági célú földhasználat szerkezetének változásával járó speciális agrotechnikai intézkedéseket, az agrár-ipari komplexum ágazati profilváltását és a termékek technológiai feldolgozásának módosítását.

5.8 Környezeti hatásvizsgálat határokon átnyúló összefüggésben

Az atomerőmű normál üzemelése során keletkező határokon átnyúló radiológiai hatások vizsgálatához a HAE kontrollterületére vonatkozó gáz- és aeroszol-kibocsátás diszperziójának számítási eredményeit használtuk fel. E bizonyos mértékben konzervatív számításokat valós meteorológiai adatok figyelembevételével végeztük el az atomerőmű területén. Az emissziós forrástól való távolsággal a terület radionuklidokkal való szennyezettsége rohamosan csökken, tehát a lakosságot érő dózisterhelés is csökken. Ezenkívül a dózisterhelések még az SPZ-ben sem haladják meg a lakossági dóziskorlátot. Ez azt jelenti, hogy még ha az atomerőmű közvetlenül az országhatáron helyezkedik is el, a szomszédos államok lakosságára vonatkozó dóziskorlát nem kerül meghaladásra (az európai államok többsége esetében ennek értéke 200 $\mu\text{Sv}/\text{év}$, magasabb, mint Ukrajna esetében).

A HAE normális üzemeléséből származó, a szomszédos országokat érő sugárhatás lényegesen alacsonyabb lesz a megállapított dóziskorlátoknál, ennek megfelelően az egyedi effektív éves dózis 1 mSv határértéknél.

A szomszédos államokat 2010 és 2013 között tájékoztattuk a lehetséges határokon átnyúló hatásokról.

Az Atomproektinzhiniring Állami Vállalat 2013.12.25-i „A szomszédos államok tájékoztatását szolgáló intézkedések a lehetséges határokon átnyúló hatásokkal összefüggésben” c. jelentést a Társaság hivatalos honlapján tettük közzé (SE NNGC Energoatom <http://www.energoatom.kiev.ua/ru/actvts/stroitelstvo/buildon/public/>) az Espoo-i Egyezmény előírásai szerint.

5.9 Környezeti hatásvizsgálat vészhelyzet esetén

5.9.1 Nem sugárterhelési hatások vizsgálata

A 3. sz. és a 4. sz. blokk beindításakor, csakúgy, mint a jelen körülmények között az 1. sz. és a 2. sz. blokk üzemelése során, a környezetet érő egyetlen lehetséges kémiai hatást a hűtővíz-medence (CP) okozhatja, amely atomerőművek területéről radioaktív szennyeződésektől mentes tisztított háztartási szennyvizet, Netyisinből tisztított háztartási szennyvizet, a netyisini vállalatoktól származó (csatornahálózatba engedett) tisztított ipari szennyvizet, atomerőművek területéről tisztított ipari szennyvizet, és az atomerőmű telephelyén összegyűjtött csapadékvizet fogad.

Az atomerőművi vegyi anyag-kibocsátással, technológiai folyamatokkal és berendezésekkel összefüggő lehetséges vészhelyzetek elemzése azt mutatta, hogy a rendelkezésre álló technológiai megoldások kizárják a káros vegyi anyagok okoztat környezetszennyezés lehetőségét.

Minden atomerőművi üzemmódban kizárt a vegyi anyagok és a radioaktív hulladékok környezetbe jutása.

Árapasztó csatorna

Az árapasztó csatorna (1st class of capitalization) az árvizek átbocsátására szolgál. Az automatikusan működésbe lépő árapasztó csatorna rendeltetése a villámárvizek átbocsátása a tározó NBH szintje feletti akár 70 cm-es kényszerített vízszinten, 10,0 m³/s maximális transzformált vízhozam mellett.

Figyelembe véve a kivételesen alacsony előfordulási gyakoriságot, valamint az édesvíz kivételesen nagy volumenű beáramlását a hűtővíz-medencébe a benne lévő víz minőségének jelentős javulása mellett, az árapasztó csatorna nem befolyásolja a Gorin-folyó szennyező anyagainak MPC-jét, és nem okoz vegyi anyag-kibocsátással összefüggő vészhelyzetet.

Ürített víz

Amennyiben technológiailag szükséges, lehetőség van a tározó ürítésére a fenékkifolyón keresztül történő vízkibocsátás útján.

Az egészségügyi felügyeleti hatóságok a kibocsátott ürítési víz minőségét a kiömlési pontnál, a Gorin-folyóban a vízminőséget az ürítési víz beömlése előtt és a beömlési pont alatti 500 m-es vízszakaszon ellenőrzik. Ha az utolsó szakaszon a szennyező anyagok MPC-értékének túllépését állapítják meg, a fenékkiömlőt lezárják, és az ürítés leáll.

Tehát a CP ürítése során kizárt a nagymennyiségű vegyi anyag kiáramlása miatti vészhelyzet kialakulása.

5.9.2 Sugárterhelési hatások vizsgálata

A baleseti sugárhatások elemzéséhez az MDBA-t és a BDBA-t vettük figyelembe.

MDBA-nak (a legsúlyosabb tervezési alapú balesetnek) a keringető csővezeték törésének forgatókönyvét vettük.

BDBA-nak a GCL DN 2 × 850 mm guillotine-repedését, az aktív ACCS meghibásodása és egy működőképes sprinkler-rendszer forgatókönyvét tekintettük.

A figyelembe vett BDBA valószínűsége reaktoronként $4,29 \cdot 10^{-7}$ /év, amely a BDBA esetében a 10^{-8} „kirostálási” (drop-out) kritérium megengedett tűrési tartományán belül van.

Mind az MDBA, mind a BDBA esetében a környezetbe történő kibocsátást a reaktorblokk konténmentjének szivárgása és a megnövekedett belső nyomás időtartama határozza meg. A légköri emisszió radioaktív nemesgázokat (RNG), jód radioizotópokat, ¹³⁷Cs aeroszolókat, ⁹⁰Sr aeroszolókat és egyéb radionuklidokat tartalmaz.

A talajt és a mezőgazdasági termékeket érő hatás

Az MDBA-tól és a BDBA-tól érintett terület radioaktív szennyezése nem okozza a talaj fizikai-kémiai vagy víz-fizikai tulajdonságainak változását.

Az elemzés kimutatta, hogy a HAE kontrollterülete esetében a mezőgazdasági termékekbe jutó radionuklidok kritikus forrásai a valószínű balesetek esetén a Gorin-folyó árterén húzódó rétek és legelők lesznek. Következésképpen, a radionuklid-vándorlás kritikus útvonalát a legelők- állatok-állati eredetű termékek láncolata képezi mind a baleset korai fázisában, mind az azt követő években.

A mezőgazdasági termékek szennyezettségének MDBA és BDBA szerinti vizsgálata azt mutatta, hogy a balesetek korai fázisában a levegőszennyezés miatt előfordulhat a radionuklidok megengedett szintjének túllépése.

A kibocsátási forrástól számított 30 km-es távolságon belül a mezőgazdasági termékek radioaktív szennyezettsége meghaladhatja a mezőgazdasági termékek fogyasztásának korlátozására irányuló beavatkozásokat és intézkedéseket indokló meghatározott alacsonyabb határértékeket.

A növény- és állatvilágot érő hatások

A vészhelyzetekben végzett számítások eredményei szerint a rövid életű radionuklidok tekinthetők fő dózisképző radionuklidoknak a biocönózisok esetében.

MDBA esetén (2,7 km távolságban a kibocsátási útvonal tengelye mentén, a legrosszabb időjárási körülmények között) a maximális elnyelt dózis a növények és haszonállatok esetében konzervatív becslés szerint 20, illetőleg 4 mGy/év (külső sugárterhelés). Az elnyelt dózisok szintjére végzett becslések alapján rendkívül alacsony a valószínűsége a növény- és állatközösségek faji szintű változásának. Ennek megfelelően, a sugárterhelési faktorok nem okoznak változásokat a biocönózisokban.

BDBA esetén (a legrosszabb körülmények között, 4 km távolságban a kibocsátási útvonal tengelye mentén) a maximális elnyelt dózis a növények esetében konzervatív becslés szerint körülbelül 1 Gy/év, ami a legtöbb sugárérzékeny túlevelű növény esetében meghaladja a gyenge sugárterhelés jelenleg megállapított alsó észlelési küszöbét. Ugyanakkor az SPZ-n kívül a hatás nem lépi át a közepes és erős sugárterhelés határát, valamint az egyenletes akut expozíció dóziskorlátját, amely a különféle taxonómiai csoportokban 100%-osan halált okoz.

A maximális külső elnyelt dózis azonos körülmények között végzett konzervatív becslése szerint a haszonállatok esetében mintegy 0,04 Gy/év, ami nem haladja meg az emlősökre jelenleg megállapított gyenge sugárterhelés alsó észlelési küszöbét.

Az elnyelt dózisok szintjeire vonatkozó becslések alapján megállapítható, hogy a növény- és állatközösségek fajszintű változása valószínűtlen, jöllehet BDBA esetén a túlevelűeknél a terjedési útvonal tengelye mentén egy korlátozott területen radiobiológiai hatások figyelhetők meg. Ennek megfelelően, a sugárterhelési faktorok nem okoznak strukturális változásokat a biocönózisokban.

Az SPZ-n belül korlátozott területen fennáll az akut sugárdózis túllépésének lehetősége a leginkább sugárérzékeny organizmusok (túlevelűek, emlősök (rágcsálók)) esetében, amelyeknél az ionizáló sugárzás kisebb hatásai (kromoszóma-károsodás, reprodukív funkciót és fiziológiát érintő hatás) megjelenhetnek. A sugárforrástól 1 km-re (a felhő tengelyében, konzervatív becslés szerint) az akut (5 napos) sugárdózis fenyőfánként 1 Gy lehet.

A lakosságot érő hatás

Becsléseket végeztünk a lakosságot MDBA esetén érő effektív dózissra. A lakosságot érő dózisterhelésre végzett konzervatív becslés szerint - a radionuklidok élelmiszer útján történő bevitelén kívül figyelembe véve az összes expozíciós útvonalat - MDBA esetén (a normáknak

megfelelően) nincs szükség ellenintézkedésekre (ideértve a jódpofilaxist is). A sztochasztikus hatások előfordulásának egyedi kockázata a lakosság esetében elhanyagolható. A mezőgazdasági termékek MDBA miatti radioaktív szennyezése meghaladhatja az ilyen termékek legfeljebb 30 km távolságban történő visszavonásáról, cseréjéről és használatának korlátozásáról szóló előírásokban foglalt kritériumokat. Azaz fennáll a hosszú távú ellenintézkedések lehetősége.

A legnagyobb valószínűséggel a leveles zöldségek és a tej esetében kerülhet sor arra a döntésre, hogy az SPZ-n kívül, annak közvetlen közelében a helyben termelt mezőgazdasági termékeket lefoglalják, helyettesítsék, vagy fogyasztásukat korlátozzák. Az SPZ-n kívül elképzelhető a leveles zöldségek és a tej fogyasztásának 1-3 hónapra történő betiltása. Ez a tilalom a leveles zöldségek esetében a kontrollterület határáig, a tej esetében pedig a HAE-től számított 15 km-ig kiterjeszthető. Ezen ellenintézkedések főleg a terület jódízotópokkal és rövid életű radionuklidokkal való szennyezettségével függenek össze.

Lehetőség van az SPZ közvetlen közelében (legfeljebb 6 km-re) termelt gabonatermékek és hús fogyasztásának betiltására is. A kapott konzervatív becslési értékek szerint az ezen a területen termelt gabonatermékek és hús fogyasztási tilalma akár két évig is érvényben lehet. Becsléseket végeztünk a BDBA okozta lakossági egyéni effektív dózissra. A maximális effektív dózis maximális becslése alapján korlátozni szükséges a lakosság szabadban tartózkodását a kibocsátási forrástól számított legfeljebb 4 km távolságban.

A jelzett ellenintézkedést az egész testet érő megelőzhető dózis határozza meg. A pajzsmirigyet érő számított dózis nem haladja meg a jódpofilaxis indokoltságának alsó határát. Mindazonáltal, a jódpofilaxis izotópjai általában a baleset akut fázisában keletkező effektív dózis több mint 80%-át képezik, és az SPZ határánál a teljes effektív dózis főként inhaláció útján alakul ki. A fentiek alapján ésszerűen indokolt a jódpofilaxis alkalmazása a kontrollterületen (CA) élő lakosság esetében a baleset legkorábbi fázisában.

Ellenintézkedések (a lakosság szabadban való tartózkodásának korlátozása) hiányában a sztochasztikus hatások egyéni kockázatai a lakosság esetében az emisszió forrásától számított 4 km-es távolságon belül meghaladják az egyéni kockázat határát. Ezen ellenintézkedés esetén a sztochasztikus hatások előfordulásának egyéni kockázatai nem lépik túl a lakossági egyéni kockázat határát.

BDBA esetén a növényeket és a legelők növényzetét érő légszennyezés és a mezőgazdasági termékek radioaktív szennyeződése meghaladhatja azokat a kritériumokat, amelyek alapján döntést kell hozni a termékek lefoglalásáról, helyettesítéséről vagy fogyasztásuk korlátozásáról legfeljebb 30 km távolságon belül. Azaz fennáll a hosszú távú ellenintézkedések lehetősége.

BDBA esetén az SPZ-n kívül az útvonal tengelye mentén a ^{137}Cs megengedett szintjének túllépése lehetséges a tejben, a szarvasmarhahúsban, a gabonában és a leveles zöldségekben 25 km-nél nagyobb távolságban, a káposztában 20 km, a gyümölcsökben legfeljebb 10 km távolságban, a HAE-től számítva. BDBA esetén az útvonal tengelyén a ^{90}Sr -tartalom meghaladhatja a normál értékeket az élelmiszer-gabonában és a leveles zöldségekben 30 km, a tejben 10 km, a húsban, zöldségben és gyümölcsben kis, 4-6 km távolságban, a HAE-től számítva. A kapott konzervatív becslési értékek szerint az ezen a területen termelt gabonatermékek és hús fogyasztási tilalma akár két évig is érvényben lehet. BDBA esetén a tejben a ^{131}I -tartalom megalapozza a fogyasztási korlátozásokat a kontrollterület határai előtt és után (a HAE-től 40 km-re). Azonban az SPZ határánál az ilyen korlátozások tartósan (a bébiételre szánt tej esetében a balesetet követően akár 2 hónapig) fennmaradhatnak.

A helyben termelt élelmiszerek fogyasztási korlátozásai az alacsonyabb küszöbértékek túllépése esetén indokoltak. A feltétel nélkül indokolt beavatkozási szintek alkalmazása esetén (amikor a radioaktívan szennyezett élelmiszerek lefoglalásáról, helyettesítéséről és

fogyasztásának korlátozásáról születik döntés), a korlátozások paraméterei (a tiltás ideje, a terület nagysága stb.) lényegesen alacsonyabbak.

Tehát baleset esetén ellenintézkedésként a helyi mezőgazdasági termékek felhasználásának korlátozására lehet szükség egy adott területen.

5.9.3 A balesetek szomszédos államok területét érintő következményeinek vizsgálata

Tekintettel arra, hogy a HAE a belorusz határtól mintegy 160 km-re, a lengyel határtól pedig mintegy 190 km-re helyezkedik el, a légköri szennyeződés-terjedés Lagrang-Euler-féle mezoskaláris diffúziós modelljét (LEDI) választottuk a HAE-ből származó radioaktív kibocsátás országhatárokon való áttérjedése problémájának megoldására.

A határokon átnyúló szennyezés-terjedés következményeinek vizsgálata alapján a figyelembe vett balesetek - MDBA és BDBA - esetén az alábbi megállapításokat tehetjük:

- A LEDI mezoskaláris légköri terjedési modell alkalmazásával végzett számítások szerint a figyelembe vett balesetek egyike esetén sem következik be az éves effektív dózislimit túllépése a szomszédos államokban.
- A gyermekek korcsoport kritikus (1-2 év). A kritikus időjárási forgatókönyv során - a BDBA forgatókönyv esetén - a lerakódás a növények vegetációs időszakában történik. E meteorológiai forgatókönyv esetén a dózisképződés fő útvonala (minden figyelembe vett baleset esetében) az élelmiszerlánc. Ez a dózis mintegy 99% -át keletkezteti.
- A figyelembe vett balesetek során minden meteorológiai forgatókönyv esetében a ^{131}I tekinthető a fő dózisképző radionuklidnak.

5.9.4 Ökológiai kockázatértékelés

Bevezettük a kockázat (a hatás megnyilvánulási valószínűsége) koncepcióját ahhoz, hogy összehasonlítsuk a különféle tényezők - például a sugárterhelés és a sugárterhelés hiánya - emberi egészségre gyakorolt hatásának jelentőségét. Az atomerőmű lakossági és környezeti hatása mint multifaktoros kockázat koncepcióját arra használjuk, hogy optimalizáljuk a védelmi intézkedések alkalmazását a HAE építése, normál üzemelése és balesetei során.

A környezeti kockázat a természeti környezetben bekövetkező negatív változások vagy az e változásoknak a környezetre gyakorolt negatív hatásából származó hosszú távú káros következmények valószínűsége.

A 3. sz. és a 4. sz. blokk építése és üzemelése a HAE meglévő és eredetileg kialakított telephelyén tervezett.

A telephely tájképe ipari jellegű, és pozitív jellemzőkkel bír az atomerőmű-blokkok és az üzemelésükhöz kapcsolódó épületek elhelyezéséhez.

A normál üzemi körülmények között végzett gyakorlati tevékenységeket az Állami Higiéniai Szabványok szabályozzák. Ezek alapján dolgozói és lakossági expozíciós dóziskorlátok, megengedhető beviteli és fenntartási limitek irányadók. Ukrajnában az effektív dóziskorlát a lakossági expozíció esetében 1 mSv/év. Emellett az atomerőmű közelében élő lakosságot az atomerőműből származó gáz-aeroszol kibocsátás okán érő sugárdózis egyik expozíciós útvonal mentén sem haladhatja meg a maximális dózis 4%-át, azaz a <40 $\mu\text{Sv}/\text{év}$ -et.

Az Állami Higiéniai Szabványokban a kockázati referenciaértéket határozzák meg:

- dolgozókra: $2 \times 10^{-4}/\text{év}$;
- lakosságra: $5 \times 10^{-5}/\text{év}$;

Sugárkockázatok a HAE normál üzemelése során

Az atomerőmű normál üzemelésének 45. évére a négy blokkra előrejelzett átlagos éves effektív egyéni dózis maximális értékét - $2,8 \mu\text{Sv}/\text{év}$ - az atomerőműtől 0,5 km-re keletre kaptuk, amely ezerszer alacsonyabb, mint a világ természetes háttérsugárzásából származó dózisok és a Hmelnickiji és Rivnei Régió átlagos értékei (2,2, illetve 3,1 $\text{mSv}/\text{év}$). A HAE-től való távolság 25 km-re növelésével az erőművi kibocsátás okozta teljes effektív dózis az mSv egy századára csökken. A HAE esetében az SPZ-n kívül élő lakosságra vonatkozó becsült dózisterhelések két nagyságrenddel alacsonyabbak lesznek, mint az atomerőművi gáz-aeroszol-kibocsátás megállapított kvótái.

Sugárkockázatok balesetek esetén

A balesetek során a környezetbe történő kibocsátást a reaktorblokk konténmentjének szivárgása és a megnövekedett belső nyomás időtartama határozza meg. A légköri emisszió nemesgázokat (RNG), jódt radioizotópokat, ^{137}Cs aeroszolókat, ^{90}Sr aeroszolókat és egyéb radionuklidokat tartalmaz.

A PC COSYMA v.2.1 szoftvercsomag segítségével lakossági egyéni kockázati becsléseket és dózisterhelés-számításokat végeztünk. Ezt a szoftvercsomagot az Európai Unióban fejlesztették ki, és a NAÜ ajánlja ilyen értékelések elvégzéséhez.

Sugárkockázatok MDBA esetén

Az elvégzett számítások szerint, MDBA során az SPZ határán az útvonal tengelye mentén az atomerőművi gáz-aeroszol-kibocsátás miatti technogén sugárzás lakossági egyéni kockázatai - mind a védelmi intézkedések (ellenintézkedések) mellett, mind azok hiányában (kevesebb, mint $2,0 \times 10^{-6}$, illetve $3,8 \times 10^{-6}$) - még az elfogadható $5 \times 10^{-5} \text{év}^{-1}$ egyéni kockázati szintet sem érik el.

Sugárkockázatok BDBA esetén

A számítások szerint, az SPZ határán az útvonal tengelye mentén az atomerőművi gáz-aeroszol-kibocsátás miatti technogén sugárzás lakossági egyéni kockázatai a védelmi intézkedések (ellenintézkedések) mellett $1,3 \times 10^{-5}$ alatt maradnak, és nem haladják meg az előírások szerinti elfogadható $5 \times 10^{-5} \text{év}^{-1}$ egyéni kockázati szintet. BDBA esetén védelmi intézkedések hiányában az SPZ határán az útvonal tengelye mentén, a legsúlyosabb körülményektől (a legkedvezőtlenebb időjárási viszonyok melletti szennyezés a betakarítási időszakban) több száz méter távolságra, rendkívül korlátozott területen, előfordulhat az $5 \times 10^{-5} \text{év}^{-1}$ szintű lakossági halálozási kockázat túllépése. Az e területről származó élelmiszerekre vonatkozó fogyasztási korlátozások bevezetésével csökkenthető a lakossági dózisterhelés.

Intézkedések a blokkok üzemelése okozta környezeti kockázat csökkentésére

A HAE 3. sz. és 4. sz. blokkjának üzemelése során a gépek és berendezések okozta zaj hatékonyan csökkenthető az épületek építéséhez szükséges berendezések és anyagok kiválasztásával. Szükség esetén a zajforrások burkolattal vagy zajtompítókval is szigetelhetők. A vibrációs zaj a lengéscsillapítókra szerelt rezgőberendezésekkel csökkenthető.

A HAE-t az SPZ veszi körül, ahol a lakosok nem tartózkodnak állandó jelleggel, és a gazdasági tevékenység korlátozott. A fentiek alapján az SPZ-n belül minimális a közegészségügyi sugárhatás, és nem haladja meg Ukrajna előírt sugárvédelmi határértékeit. Az SPZ-n kívül a hatás jelentéktelennek tekinthető. Mindazonáltal a környezetet, a dolgozókat és a lakosságot érő sugárterhelés minimálisra csökkentését az alábbi intézkedések biztosítják:

- a radioaktív források ellenőrzése, a radioaktív anyagok terjedésének többlépcsős akadályai és elszigetelése, megakadályozandó a környezetbe jutásukat;
- a radioaktív kibocsátások nyomon követése és minimálisra csökkentése;
- környezetvédelmi objektumok radiológiai monitorozása a HAE-n belül.

6 KONKLÚZIÓK

A vészhelyzeti nem sugárzó kibocsátások és környezetbe jutásuk hatásai kizárhatók.

A sugárterhelés értékelése SSE és BDBA esetén:

- A terület radioaktív szennyezése nem okozza a talaj fizikai-kémiai vagy víz-fizikai tulajdonságainak változását.
- A növény- és állatközösségek fajsztintú változásai nem valószínűek (jóllehet BDBA esetén a túlelveleknél megfigyelhetők radiobiológiai hatások az útvonal tengelye menti korlátozott területen). A BDBA-tól eltekintve, a sugárterhelési faktorok nem okoznak strukturális változásokat a biocönózisokban.
- A figyelembe vett balesetek (SSE, BDBA) az egészségügyi védő zónán (SPZ) kívül nem jelentenek sugárveszélyt Ukrajna lakossága számára, mivel Ukrajna, Oroszország, Nagy-Britannia, az Európai Közösség szabályozó dokumentumaiban foglalt összes kritérium szerint nincs szükség evakuálásra, menedékhely biztosítására, jódpofilaxisra, végleges áttelepítésre, azonban az élelmiszer-fogyasztás korlátozásai indokoltak lehetnek. A determinisztikus hatások kockázata zéró. Az egyéni sztochasztikus hatások (súlyos örökletes hatások és halálos kimenetelű rák) kockázata SSE esetén az elfogadható 10^{-5} szint alatt van, BDBA esetén ellenintézkedések hiányában a kibocsátás forrásától 4 km-ig terjedő távolságban meghaladják az elfogadható egyéni kockázati tartományt. Ellenintézkedések esetén a sztochasztikus hatások előfordulásának egyéni kockázatai nem lépik túl a lakossági egyéni kockázat határát.
- A szomszédos államokban a referenciacsoport egyes tagjaira vetített éves effektív dózis egyetlen határértéke sem kerül túllépésre a figyelembe vett balesetek egyikében sem.