

# AZ ÜZEMZAVAR HELYREÁLLÍTÁSÁNAK SUGÁRVÉDELMI KÉRDÉSEI

Bujtás Tibor, Nényei Árpád  
Paksi Atomerőmű Zrt., Sugárvédelmi Osztály

A Paksi Atomerőműben 2003. április 10-én súlyos üzemzavar következett be.

Az 1. számú szerelőaknában, víz alatt elhelyezett fűtőelem-tisztító berendezésben a 2. blokk reaktorából kirakott kazettákat tisztították.

A tisztítótartályban láncreakció már nem játszódott le, de a fűtőelemekben a korábbi reaktorban töltött üzemidejük során felhalmozódott radioaktív hasadványtermékek még mindig jelentős hőmennyiséget termeltek. A tisztítóberendezés nem megfelelő hűtése miatt a kazetták néhány óra alatt túlmelegedtek, és a tisztítótartály felnyitáskor beáramló hideg víz által okozott hősokk az üzemanyag-kazetták jelentős sérüléséhez vezetett. Az esemény hatására a fűtőelemek burkolata felnyílt, és a bennük lévő urán-dioxid pasztillák is megsérültek.

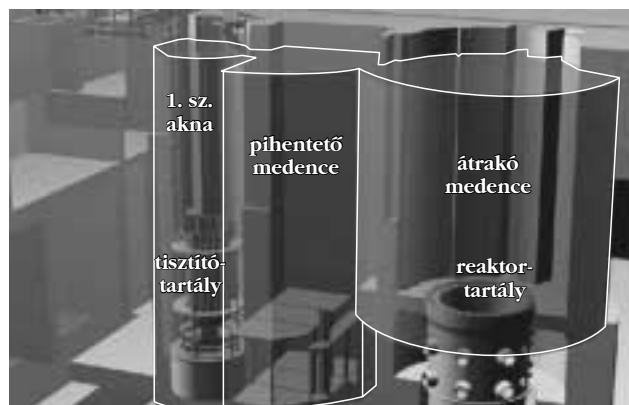
A sérült kazetták és a szabaddá vált törmelék nukleáris üzemanyag eltávolítását és biztonságos elhelyezését meg kell oldani. E feladatok a műszaki nehézségek mellett komoly sugárvédelmi problémákat is felvetnek, melyek megoldása a munkát végző személyzet sugárterhelésének csökkentéséért és a környezetbe jutó radioaktív anyagok mennyiségének minimalizálásáért is elengedhetetlen.

## A jelenlegi állapot

A Paksi Atomerőműben minden reaktorhoz három vízzel feltölthető akna tartozik (1. ábra).

A legnagyobb a reaktortartály feletti átrakó medence, amely a reaktorzóna átrakására szolgál, a másodikban (a pihentető medencében) a reaktorból kirakott kiegészített fűtőelemeket tárolják 3–5 évig, míg maradék hőtermelésük és radioaktivitásuk lecsökken olyan mértékig, hogy kiszállíthatóak legyenek az erőműből. A legkisebb (az 1. számú akna) a kazetták ki- és beszállítására, valamint karbantartási műveletek végrehajtására szolgál. Ebben az aknában helyezték el a fűtőelem-tisztító berendezés tisztítótartályát is, ami a sérült fűtőelemekkel együtt jelenleg is ott van.

1. ábra. A reaktor és a hozzá kapcsolódó aknák térbeli helyzetkedése



Ezek a medencék zsilipeken keresztül érintkeznek egymással, hogy a kazetták az egyikből a másikba víz alatt átszállíthatók legyenek. A víz alatti mozgatás során a víz egyrészt árnyékolja a kazetták sugárzását, másrészt elvezeti a bennük képződő hőt.

Az üzemzavart követően elsődleges feladat volt a sérült fűtőelemek állapotának felmérése a szükséges intézkedések tervezése céljából. Ez elsősorban kritikussági, sugárzási és vizuális vizsgálatokat jelentett.

Ezek eredményeképpen nyilvánvalóvá vált, hogy a tisztítótartályban lévő üzemanyag jelentős részének megszűnt a hermetikussága és geometriai épsége, emiatt egyedi intézkedésekkel kell biztosítani a szubkritikusságot, az üzemanyag hűtését és a radioaktív anyagok kibocsátásának korlátozását a sérült kazetták eltávolításáig, ami számos kiegészítő rendszer kialakítását igényelte:

### Neutronfluxus-mérés és vérszoborozó rendszer

Mivel a fűtőelemek jelentős mennyiségű hasadóanyagot tartalmaznak, ezért meg kellett vizsgálni egy esetleges láncreakció bekövetkezésének lehetőségét is. Az elméleti számítások kizárták ugyan egy ilyen esemény bekövetkezését, de fel kellett készülni a rendszer sokszorozási tényezőjét befolyásoló hatások (hőmérséklet, bórsavtartalom változása stb.) bekövetkezésére. Ezért egy újonnan kiépített rendszer folyamatosan méri a fűtőelemek környezetében a neutronfluxus változását a nukleáris stabilitás monitorozása céljából. A rendszerhez tartozik még egy bórsavadagoló berendezés is, amely szükség esetén automatikusan nagy koncentrációjú bórsavat juttat az 1. számú akna vizébe.

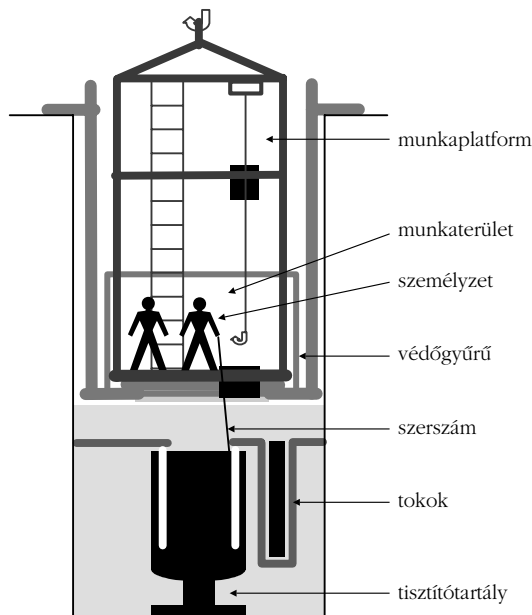
### Autonóm hűtőrendszer

Az üzemzavart követően meg kellett oldani a sérült fűtőelemek hermetikus elválasztását az erőmű többi üzemelő rendszerétől. Ezt csak az 1. számú akna teljes leválasztásával lehetett biztonságosan megoldani. Mivel az aknának és a pihentető medencének közös hűtőrendszerre volt, a leválasztás előtt ki kellett építeni az akna számára egy önálló hűtőrendszert, amely a fűtőelemekben a radioaktív bomlásból keletkező hőt elvezeti.

### Sugárvédelmi mérőrendszer

Az üzemzavar során a fűtőelemek hermetikus burkolata is megsérült, így a bennük tabletták formájában elhelyezett  $\text{UO}_2$  közvetlenül érintkezik az akna bórsavas vízzel. Bár a pasztillák mechanikai és kémiai ellenálló képessége igen nagy, mégis oldódnak ki belőlük hasadóanyagok és hasadványtermékek.

A víztisztító rendszerek ioncserélői ugyan folyamatosan vonják ki ezen anyagokat az akna vízből, azonban a vízben még így is jelentős a radioaktív izotópok aktivitáskoncentrációja, ami az 1. számú akna környezetében viszonylag magas dózisteret alakít ki. Ezért több ponton történik a



2. ábra. A munkaplatform és a tisztítótartály elhelyezkedése az 1. számú aknában

gammadózis-teljesítmény monitorozása, az ott végzendő munkák megfelelő sugárbiztonsága érdekében.

További kockázatot jelent az üzemanyag-kazettákban lévő gáz halmazállapotú  $^{85}\text{Kr}$  nuklid, amely az akna vízen keresztüljutva a levegőbe kerül. A víz párolgásával együtt kis mennyiségben, a levegő aeroszolrészecskéihez tapadva, egyéb radionuklidok is a levegőbe juthatnak. Ezek mennyisége nem számottevő ugyan, és az akna fölé telepített elszívóval ellátott sátor a kijutásukat megakadályozza, de sugárbiztonsági szempontból elengedhetetlen a csarnok levegőjében az aktivitáskoncentráció állandó mérése is.

Az autonóm hűtőrendszer csővezetékére egy folyamatos, összgammaaktivitás-koncentrációt mérő berendezés került az 1. számú aknavíz radionuklid-koncentrációjának monitorozása céljából.

A teljes sugárvédelmi ellenőrzőrendszer folyamatosan mért eredményei a helyszínen és a vezénylőkben egyaránt megjelennek. A rendszerben minden egyes méréshez két riasztási szint van beállítva, melyek túllépésekor a rendszer fény- és hangjelzéssel is figyelmezteti a dolgozókat a normál viszonyoktól való eltérésre. Figyelmeztető

szint elérése esetén a rendszer csak felhívja a figyelmet az értékek megnövekedésére, de a munka tovább folytatható. Vészsztint túllépése esetén viszont csak a legfontosabb tevékenységek befejezése lehetséges, és a munkaterületet minél előbb el kell hagyni.

#### Egyéb mérőrendszerek

Az előbb említett rendszereken kívül további mérőrendszerek is létesültek (pl. hőmérséklet-, szintmérés stb.), amelyek a normális értékektől történő eltérés esetén szintén hasonló jelzéseket generálnak.

### Az eltávolítás megvalósítása

Az eltávolítás az atomerőműben alkalmazott normál technológiákkal nem valósítható meg, ezért új módszerek kidolgozására volt szükség. E szerint az 1. számú aknában annyira lecsökkentik a vízszintet, hogy manipulátorokkal elérhetőek legyenek a sérült fűtőelemek, majd behelyeznek egy hengeres platformot, ami védi a dolgozókat a külső gamma-sugárzástól és megátolja a radioizotópok bejutását a munkaterületre (2. ábra).

Ebbe kerül bele a munkaplatform, ahonnan a személyzet végzi az eltávolítást. Ez a munkaplatform a külső platformon belül elforgatható, így biztosítva azt, hogy a szerszámok leengedésére szolgáló nyílások és nézőablakok mindig a megfelelő pozícióba állíthatók legyenek.

Leengedett szerszámok segítségével megbontják a tisztítótartályon belül a fűtőelemeket tartó tálcákat és szükség szerint a kazetták tokozását, majd átrakják őket a tisztítótartály köré előzőleg elhelyezett tárolótokokba. A megtelt tokokat lezárják, kiemelik a platformot, és a tokokat áttemelik a pihentető medencébe, majd a folyamat ismétlődik, míg a tartályból mindent el nem távolítanak.

### Dózisfeljesítmény-számítások a munkaterületen

Az eltávolítási munkák tervezésekor sugárvédelmi követelmény, hogy az egyéni dózisterhelés nem haladhatja meg a teljes munkavégzés alatt a 20 mSv értéket. Ebből 15 mSv a külső és 5 mSv a belső dózis ellenőrzési szint.

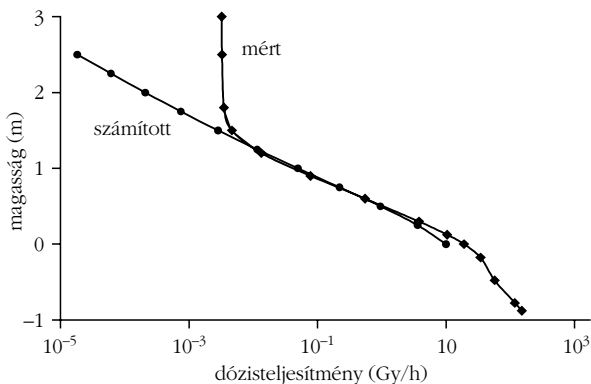
#### A szükséges vízréteg vastagságának számítása

A sugárvédelem tervezéséhez először a fűtőelemek sugárzásának meghatározása volt a fő feladat. A kazettákban felhalmozódott különböző radionuklidok aktivitását a reaktorban eltöltött idő és a kiegészüket befolyásoló egyéb paraméterek ismeretében határozták meg (1. táblázat).

Az aktivitások ismeretében, az anyagi és geometriai jellemzők alapján számítható a fűtőelemek sugárzási tere, aminek alapján el lehetett végezni a sugárvédelmi árnyékolások tervezését.

A modellszámítások megbízhatóságának ellenőrzésére méréseket is végeztünk. Gázionizációs detektorral a tisztítótartályon belül több ponton is mértük a gammadózis-teljesítményt. A 3. ábrán a tartály körül mért és számított értékek láthatók. A maximális dózisfeljesítmény  $\approx 10 \text{ Gy/h}$

1. táblázat	
A gamma-sugárzó radionuklidok aktivitása	
radionuklid	30 fűtőelem aktivitása (Bq)
Kr-85	$6,2 \cdot 10^{14}$
Zr-95	$4,3 \cdot 10^{14}$
Nb-95	$9,2 \cdot 10^{14}$
Ru-106 + Rh-106	$2,2 \cdot 10^{16}$
Cs-134	$6,8 \cdot 10^{15}$
Cs-137 + Ba-137m	$1,4 \cdot 10^{16}$
Ce-144 + Pr-144	$6,0 \cdot 10^{16}$
Eu-154	$2,1 \cdot 10^{14}$
összesen	$1,0 \cdot 10^{17}$



3. ábra. A dózisteljesítmény változása – mért és számított értékek – a magassággal a tisztítótartály közepvonalában, 2004 novemberében

volt, ami a víz árnyékoló hatása miatt a magassággal jelentősen csökken. A csökkenés tartály peremétől mért körülbelül 1,5 m-es magasságig tart, eddig a számított és a mért eredmények jó egyezést mutatnak. E felett azonban a fűtőelemből származó sugárzás intenzitása már töredékére csökken, és hatása összevethető lesz a vízben oldott radioizotópokból származó dózisteljesítménnyel, amit a számítások szándékosan nem vettek figyelembe.

Mind az elvégzett modellszámítások, mind a mérések azt mutatták, hogy 2–2,5 m vízoszlop magasság felett a dózisteljesítmény értékét gyakorlatilag a víz szennyezettsége határozza meg, így a munkavégzés során nem érdemes 2,5 m-nél magasabb vízszintet alkalmazni. Ezért lett a 2,5 m-es vízrétegvastagság a platform és a szerszámok méretezésének egyik tervezési alapja.

#### A platform padlójának és a platformhoz tartozó védőgyűrű vastagságának számítása

Vízből származó sugárterhelés csökkentésére a legkézenfekvőbb módszer annak tisztítása. A fűtőelemekből folyamatosan oldódó radioaktív szennyezők miatt a víztisztító folyamatos üzemeltetésével is csak egy bizonyos szintre lehet csökkenteni az aktivitáskoncentrációt. A kioldódás sebessége pedig éppen a munkavégzés során emelkedhet meg jelentősen, mivel a kazetták mozgásával eddig még zárt részek is felnyílhatnak. Továbbá a rendszer szubkritikusságának biztosítása érdekében a helyreállítás során a víz borsavtartalmát meg kell emelni, ami tovább növeli az üzemanyag oldódási sebességét.

Optimális vízkémiai körülményeket kell biztosítani, azonban így is  $10^6$  Bq/dm<sup>3</sup> (<sup>137</sup>Cs-re vonatkoztatott) aktivitáskoncentrációval kellett számolni a tervezés során, ami az egyes munkafolyamatok hatására időszakosan  $10^7$  Bq/dm<sup>3</sup>-re emelkedhet. Ez az aktivitáskoncentráció a víz felett 0,1–1 mSv/h dózisteljesítményt eredményez, amelyben nem lehet huzamosabb ideig munkát végezni, ezért további árnyékolásról kell gondoskodni.

A munkaplatform 100 mm vastag acél padlózata 30-ad részére csökkenti a  $\gamma$ -sugárzás intenzitását (0,661 MeV energiánál), ami biztosítja az 1. számú akna szennyezett vizének és a tisztítótartályban levő sérült fűtőelemeknek a szükséges árnyékolását.

A műveletek végrehajtásához a munkaterület padlójában az ólomüveg-nézőablakok mellett egy 1245×400 mm méretű technológiai nyílás készült, amely (szükség sze-

rint) részben, vagy teljesen védőfedelelkel zárható le (4. ábra). Néhány művelet végrehajtása során a munkavégzés teljesen, vagy részlegesen nyitott technológiai nyílás mellett történik. Nyitott technológiai nyílás mellett az akna vizétől származó  $\gamma$ -sugárzás dózisteljesítménye a számítások alapján a munkaplatform alja felett 1 m magasságban  $10^6$  Bq/dm<sup>3</sup> aktivitáskoncentráció esetén  $3,4 \mu\text{Sv/h}$ . A tisztítótartályban lévő 30 db sérült üzemanyag kazetta gamma-sugárzásától származó dózisteljesítménye  $12 \mu\text{Sv/h}$ , a neutronsugárzás hatása elhanyagolható.

A személyzet védelmét biztosítani kell az 1. számú akna szennyezett falaitól származó  $\gamma$ -sugárzással szemben is. Ennek leárnyékolására a munkaterület köré egy acél védőgyűrű kerül. A felületi szennyezettség mért értékeit és a dekontaminálás várható hatását figyelembe véve a védőgyűrű falát a munkaterület padlószintjétől 2,2 m magasságig 45 mm vastag, a felette lévő részt 8 mm vastag acélból kell elkészíteni. Így az akna falainak dekontaminálás után maradó szennyezettségétől származó külső sugárterhelés a tervezett árnyékolás hatására  $1 \mu\text{Sv/h}$ .

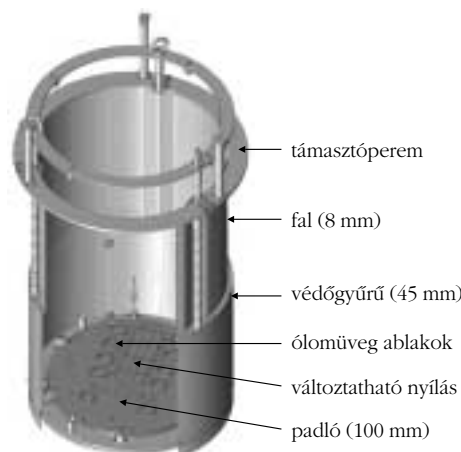
Az aknát kiszolgáló rendszerek csővezetékeiben is az aknából származó radioaktív izotópokkal szennyezett víz van, aminek sugárzásától szintén meg kell védeni a dolgozókat. Az ólomlemezekkel árnyékolott csővezetékéből származó dózisteljesítmény járuléka az elvégzett modellszámítások alapján további  $1 \mu\text{Sv/h}$ .

A fenti sugárzási útvonalakat összegezve, az átlagosan várható dózisteljesítmény  $\approx 18 \mu\text{Sv/h}$ . A 4 órás műszakokra tervezett munkavégzés alatt a személyenkénti dózis körülbelül  $70 \mu\text{Sv}$ . Az elhárítás teljes időtartamára egy dolgozó tervezett dózisa (90 műszak alatt)  $6,3$  mSv, tehát az eltávolítás feladatai a tervezett körülmények között biztonsággal végrehajthatók, ugyanis az éves korlát (5 év átlagában)  $20$  mSv effektív dózis.

#### A sugárzási helyzet számítása a tokok pihentető medencébe szállítása közben

Eltávolításkor a sérült fűtőelemek darabjait először az 1. számú aknában tokokba helyezik, majd átszállítják a pihentető medencébe. Ezen technológia szerint a tokokat (a platform eltávolítása után) az átrakógép megfogja, kiemeli

4. ábra. A munkaplatformot körülvevő sugárvédelmi árnyékolás



a vízből és a két medencét összekötő zsilipen keresztül a pihentető medencébe viszi a végleges helye fölé és ott víz alá engedi. Ez a félnedves átszállítás azért szükséges, hogy meggátoljuk az 1. számú akna szennyezett vizének bekeveredését a pihentető medence tiszta vizébe, aminek tisztasága az ott tárolt üzemanyag-kazetták megfelelő állapotban tartásához elengedhetetlen.

Az átszállításnak ez a módszere sugárvédelmi szempontból nagyobb körültekintést igényel, mivel az átszállítás során a tokok víz fölé kerülnek és sugárzásuk az egész reaktorcsarnokban és még a szomszédos helyiségekben is megemeli a dózisteljesítmény értékét. A vizsgálatok során először egy elemzés készült, amivel meghatározható volt az a térrész, ahová a tok direkt sugárzása eljuthat. Ugyanis az 1. számú akna és a pihentető medence betonfalai a sugárzást szinte teljesen leárnyékolják, így a sugárzás csak felfelé juthat ki az átszállítás során. Ezt követte a falakon, a reaktorcsarnok szerkezeti elemein és a levegőben szóródó sugárzás hatásának meghatározása.

A szórt sugárzás hatását a C-95 jelű programrendszer alkalmazásával hajtották végre, amely a  $\gamma$ -fotonok háromdimenziós rendszerben való együttes mozgásával járó feladatok megoldására szolgál. A szoftver bemenő adataiként a tokok izotópleltárán túl szükség volt a geometriai adatokra és az anyagminőségekre, amelyek a műszaki tervekől és az építészeti adatbázisokból származtak.

A szimulációs számítások során először egy előzetes dinamikai elemzés készült, amivel megállapítható volt, hogy a tok átszállítási útvonala során melyik pozícióban okozza a maximális dózisteljesítményt. A részletes számításokhoz ez a pozíció szolgált kiindulásként. Az eredményeket három időpontra is kiszámítottuk, mivel az eltávolítás végleges időpontja még nem biztos, és a radioaktív bomlás miatt a forrás aktivitása folyamatosan csökken, ezért a különböző időpontokban egyes helyeken esetleg más-más sugárvédelmi intézkedésekre lehet szükség.

A legfontosabb helyiségekre ilyen módon kapott dózisteljesítmény-értékek a 2. táblázatban láthatók.

A számítások eredményei alapul szolgáltak a dózistérkép elkészítéséhez, illetve a sugárvédelem biztosítására szolgáló intézkedések megtervezéséhez. A dózisteljesítmény-értékek alapján megállapítható, hogy a reaktorcsarnokot le kell zárni az átszállítások időtartamára, és az átrakógépet távvezérléssel kell irányítani. A környező helyiségekben azonban alacsony dózisteljesítmény várható, ezért külön korlátozásokra ott nincs szükség. Természetesen a számítások eredményeit az első átszállítás során helyszíni mérésekkel kell ellenőrizni.

## A személyzet belső sugárterhelése

A dolgozók belső sugárterhelését a munkaterületen végzett tevékenységek során az akna vizének párolgásával a levegőbe kerülő radioaktív szennyezők, illetve az akna falának szennyezett felületéről származó radioaktív részecskék belélegzése okozhatja.

A belső sugárterhelés dózisének becslésekor kiindulási adatként a munkaterület légterében az aeroszolok aktivitáskoncentrációjára vonatkozó megengedett értékeket

2. táblázat

### A 2. blokki reaktorcsarnokban és szomszédos helyiségekben várható dózisteljesítmények értékei három időpontban ( $\mu\text{Sv/h}$ )

	2006. 07. 01.	2007. 01. 01.	2008. 01. 01.
Bejárat a reaktorcsarnokba	$2,45 \cdot 10^1$	$2,19 \cdot 10^1$	$1,89 \cdot 10^1$
Reaktorpódium	$6,43 \cdot 10^4$	$5,76 \cdot 10^4$	$4,98 \cdot 10^4$
Átrakógép kabin	$3,68 \cdot 10^2$	$3,30 \cdot 10^2$	$2,85 \cdot 10^2$
Turbinacsarnok helyisége	$1,11 \cdot 10^{-2}$	$9,91 \cdot 10^{-3}$	$8,57 \cdot 10^{-3}$
Blokkvezénylő és relé-helyiség	$< 1 \cdot 10^{-8}$	$< 1 \cdot 10^{-8}$	$< 1 \cdot 10^{-8}$

határoztunk meg. Figyelembe vettük a belső sugárterhelés ellenőrzési szintjét ( $5 \text{ mSv}$ ), a dóziskonverziós tényezőket, a lehetséges védőeszközöket, a dolgozók légzésteljesítményét, illetve a munkaterületen eltöltött időt és a várhatóan kialakuló aktivitáskoncentrációkat. A számítások szerint a munkavégzők belső sugárterhelése igen pesszimista megközelítés alkalmazásával, még légszűrő használata nélkül sem lépheti túl a  $0,8 \text{ mSv}$  értéket.

A reaktorpódiumon és a reaktorcsarnokban tartózkodó személyzetre a munkaplatform légterében megjelenő aeroszolok nincsenek hatással, mert a szellőzőrendszer kizárja a reaktorcsarnok levegőjének elszennyeződését. Légfüggöny alkalmazásán túl a levegőáramlás is irányított, a munkaplatform alól történik az elszívás megfelelő áramlási sebességgel. A beépítendő két elszívó ventilátor egyúttal egymás tartaléka.

## Nukleáris környezetvédelmi szempontok vizsgálata, kibocsátási korlátok

Az eltávolítási tevékenység során keletkező folyékony radioaktív hulladékok előzetes feldolgozását az atomerőműben rendszeresített technológiákkal valósítják meg, így biztosítható a kibocsátási korlátok biztonságos betartása.

Az eltávolítás során a légnemű-kibocsátásoknál figyelembe kell venni, hogy a munkák alatt a fűtőelemek tovább roncsolódhatnak. Ennek hatására a légnemű-kibocsátás gyakorlatilag a  $^{85}\text{Kr}$  izotóptól származik, mivel a többi nemesgázizotóp már lebomlott, az aeroszolokhoz kötődő izotópokat pedig a légszűrőrendszerek megkötik.

Az elképzelhető legrosszabb kiindulási szempontok alapján elvégzett modellszámítás szerint, ha az összes üzemanyagpalcában lévő teljes kriptonaktivitás kijutna, akkor a kritikus (e szempontból a legveszélyeztetettebb) lakossági csoport dózisznövekménye  $5,58 \cdot 10^{-10} \text{ Sv}$  lenne.

A teljes tevékenységre összesített (előkészületektől a hulladékok elhelyezéséig) maximális lakossági effektív dózis értéke  $6 \cdot 10^{-10} \text{ Sv}$ , ez a Paksi Atomerőműre vonatkozó  $90 \mu\text{Sv/év}$  dózismegszorítás  $0,00067\%$ -a, ami gyakorlatilag elhanyagolható kockázatárulékot jelent. Magyarországon a természetes háttérsugárzás átlagosan néhány másodpercenként eredményez ekkora dózist, s napi, évi ingadozása is nagyságrendekkel nagyobb.