

Zrínyi Miklós Nemzetvédelmi Egyetem
Bolyai János Katonai Műszaki Kar
Katonai Műszaki Doktori Iskola

Sérült fűtőelemek eltávolításának sugárvé- delmi tervezése és végrehajtása a Paksi Atomerőműben

Bujtás Tibor

PhD értekezés

Dr. Solymosi József, DSc
egyetemi tanár
Témavezető

Budapest, 2007.

TARTALOMJEGYZÉK

1.	Bevezetés, célkitűzés	4
2.	Irodalmi összefoglaló	7
2.1.	Mesterséges eredetű sugárterhelés	8
2.1.1.	A Paksi Atomerőmű sugárvédelmi rendszere	9
2.1.1.1	Munkahelyi sugárvédelem	9
2.1.1.2	Nukleáris környezetvédelem	9
2.1.2.	Nukleárisbaleset-elhárítás	12
2.1.2.1	Kockázat	13
2.1.2.2	Kockázat és dózis közötti kapcsolat.....	14
2.1.2.3	Besugárzási (expozíciós) útvonalak	15
2.1.2.4	Nukleáris balesetek	15
2.1.2.5	Balesetelhárítás a Paksi Atomerőműben	17
2.2.	A 2. blokki üzemzavar	18
2.2.1.	Bevezetés	18
2.2.2.	Az üzemzavar előzményei.....	18
2.2.3.	Az üzemzavar bekövetkezése.....	20
2.2.4.	Az 1. számú akna stabilizálása	23
2.2.5.	Sugárvédelmi eredmények az üzemzavar során.....	24
2.2.5.1	Az üzemzavar elhárítási munkák személyi dozimetriai adatai.....	24
2.2.5.2	Dózisteljesítmény mérése a tisztítótartályban és az 1. sz. akna környékén.....	25
2.2.5.3	Felületi szennyezettségek.....	26
2.2.5.4	A reaktorcsarnoki levegő radioaktív szennyezettsége	26
2.2.5.5	Radioaktív anyagok kibocsátása	27
2.2.5.6	Meteorológiai adatok és terjedési számítások	28
2.2.5.7	Környezetellenőrzés.....	30
2.3.	Összefoglalás	31
3.	Alkalmazott eljárások	33
3.1.	A modellszámításoknál használt szoftverek	33
3.2.	Mérési módszerek	33
3.2.1.	Személyi dozimetriai eszközök	34
3.2.2.	Kéziműszeres mérések	34
3.2.3.	Telepített sugárvédelmi ellenőrző rendszer	34
3.2.4.	Radioaktív kibocsátások ellenőrzése.....	34
4.	Vizsgálati eredmények és értékelésük	35
4.1.	Az 1. számú akna állapotfelmérése modellszámításokkal és helyszíni mérésekkel	35
4.1.1.	A sérült fűtőelemek külső gamma-sugárzásából származó dózisteljesítmény meghatározása	35
4.1.1.1	Mérési eredmények	38
4.1.2.	Az 1. sz. akna szennyezett vízből származó dózisteljesítmény meghatározása	42
4.1.3.	Az 1. sz. akna falán lévő radioaktív szennyezők hatásának meghatározása.....	44
4.1.3.1	A fal szennyezettségének mérése.....	44
4.1.3.2	Az 1. sz. akna falán kötődött radioaktív szennyeződések dóziszjáruléka	48
4.1.3.3	Az 1. sz. akna falának szennyezettség mérése a dekontaminálás során	49
4.1.4.	Összefoglalás.....	51
4.2.	A munkaplatform és a kapcsolódó technológiák sugárvédelmi tervezése	52
4.2.1.	A sérült fűtőelemek árnyékolásához szükséges vízréteg vastagságának számítása	52
4.2.2.	A munkaplatform sugárvédelmi tervezése	53
4.2.2.1	A tervezéskor használt eljárások megfelelőségének vizsgálata	57
4.2.2.2	A munkaplatform aljának és oldalának árnyékolása.....	60
4.2.2.3	Összefoglalás	63
4.2.3.	Az autonóm hűtőkör sugárvédelmi tervezése és a víztisztítás kritériumai	63
4.2.3.1	Az autonóm hűtőkör árnyékolásának tervezése	63
4.2.4.	A sugárzási helyzet számítása a tokok pihentető medencébe történő félnedves átszállítása során	70
4.2.4.1	A tokok sugárhatásának számítása.....	71
4.2.4.2	A detektálási pontok kijelölése	72
4.2.4.3	A sugárforrás meghatározása	72
4.2.4.4	A különböző szerkezeti (árnyékoló) anyagok jellemzői	76
4.2.4.5	Dózisteljesítmény változása a tok mozgatása során.....	77

4.2.4.6	Dózisteljesítmény számítása a reaktorcsarnokban és a környező helyiségekben.....	78
4.2.5.	Összefoglalás.....	80
4.3.	Személyi dozimetria.....	81
4.3.1.	Bevezetés	81
4.3.2.	Munkafeltételek.....	81
4.3.3.	A sugárzás forrásai	82
4.3.4.	Sugárbiztonsági normák.....	83
4.3.4.1	Dóziskorlátok normál üzemeltetési feltételek mellett.....	83
4.3.4.2	Ellenőrzési szintek normál üzemeltetési feltételek mellett	83
4.3.5.	A sugárvédelem biztosítása munkavégzésnél.....	84
4.3.5.1	Szervezési intézkedések.....	84
4.3.5.2	Műszaki intézkedések	85
4.3.6.	Dózistervezés	86
4.3.6.1	A dózistervezéshez felhasznált sugárforrások ismertetése.....	86
4.3.6.2	Az eltávolítási munka kollektív dózisének becslése	86
4.3.6.3	Az orosz személyzet által végzett fő munkaszakaszok	88
4.3.6.4	Az orosz személyzet által végzett munkaszakaszok időráfordításai és dózisterhelései	89
4.3.6.5	Az orosz személyzet tervezett kollektív dózisa.....	90
4.3.6.6	A Paksi Atomerőmű személyzete által végzett munkaszakaszok	91
4.3.6.7	A személyzet belső sugárterhelésének becslése.....	93
4.3.6.8	Összefoglalás	93
4.3.7.	Személyi dozimetriai ellenőrzés.....	94
4.3.8.	Összefoglalás.....	94
4.4.	Kiegészítő Sugárvédelmi Ellenőrző Rendszer	95
4.4.1.	Tervezési alapok.....	95
4.4.1.1	A radioaktív sugárzás forrásai.....	95
4.4.1.2	A telepített sugárvédelmi ellenőrző rendszer feladata	95
4.4.1.3	A telepített detektorok, illetve mintavételek elhelyezési követelményei	96
4.4.2.	A SZEJVÁL rendszer.....	96
4.4.2.1	A SZEJVÁL rendszer általános ismertetése	96
4.4.3.	A Kiegészítő Sugárvédelmi Ellenőrző Rendszer.....	97
4.4.3.1	A készülékek kiválasztása.....	98
4.4.3.2	A figyelmeztető- és vészszintek megalapozása	99
4.4.4.	A megvalósult telepített sugárvédelmi ellenőrző rendszer bemutatása	101
4.4.4.1	Mérési adatok megjelenítése és archiválása.....	101
4.4.5.	Összefoglalás.....	103
4.5.	Kibocsátás- és környezetellenőrzés	104
4.5.1.	Bevezetés	104
4.5.2.	Radioaktív anyagok kibocsátása	104
4.5.2.1	Folyékony radioaktív anyagok kibocsátása	104
4.5.2.2	Légnemű radioaktív kibocsátások az előkészítési tevékenység alatt	104
4.5.2.3	A légnemű radioaktív kibocsátások ismertetése az eltávolítási tevékenységek alatt	108
4.5.3.	Kibocsátás- és környezetellenőrzés megvalósítása	112
4.5.3.1	Az 1. számú akna légnemű kibocsátásainak ellenőrzése	112
4.5.3.2	A kibocsátás- és környezetellenőrző rendszer	113
4.5.4.	Összefoglalás.....	113
5.	A végrehajtás sugárvédelmi eredményei.....	114
5.1.	Bevezetés.....	114
5.2.	Gamma-dózisteljesítmény a munkaplatformon.....	114
5.3.	Félnedves átszállítás	114
5.4.	Személyi dozimetriai adatok.....	115
5.5.	A Kiegészítő Sugárvédelmi Ellenőrző Rendszer működése	116
5.6.	A sérült fűtőelem eltávolítás légnemű kibocsátásai	116
5.7.	Összefoglalás	117
6.	Összefoglalás.....	118
7.	Új tudományos eredmények	122
8.	Hivatkozások jegyzéke	124
9.	Az értekezéssel kapcsolatos saját közlemények	128
10.	Köszönetnyilvánítás.....	131

1. Bevezetés, célkitűzés

A disszertáció tárgya a Paksi Atomerőmű 2. blokki 1. számú akna helyreállítása sugárvédelmi kérdéseinek megoldására alkalmazható eljárások és eszközrendszerek kutatása, fejlesztése és gyakorlati alkalmazása ennek az egyedi, rendhagyó sugárvédelmi problémahalmaznak a megoldására.

A disszertáció eredményeinek időszerűségét a világon egyedülálló üzemzavar következményeinek biztonságos helyreállításán túl az adja, hogy a magyarországi viszonyok között végzett tevékenységből a hazai sugárvédelem, környezetvédelem és nukleárisbaleset-elhárítás terén is jól használható, új, illetve kombinált eljárások születtek, amelyek a katonai alkalmazások számára is hasznos segítséget jelentenek.

Az atomerőmű üzemeltetése ionizáló sugárzás keletkezésével jár, ennek a dolgozókra és a környezetre gyakorolt károsító hatása azonban megelőzhető, illetve az ésszerűen elérhető legalacsonyabb szinten tartható, a sugárvédelmi és technológiai előírások szigorú betartásával. A fegyelmezett munkavégzésnek különösen fontos szerep jut az üzemzavarok elhárítása során, mivel a nem rutinszerűen végzett, más, különleges problémák, feladatok megoldása jóval magasabb kockázatot jelent a tervezés fázisától a tevékenység felszámolásáig.

A nukleáris létesítmények, így az atomerőművek biztonságos üzemeltetése mellett is fel kell készülni veszélyhelyzetekre, balesetekre, melyek során eltérő mennyiségű radioaktív anyag kerülhet a környezetbe, ami akár komolyan is veszélyeztetheti a környezetben élő lakosságot. Ilyen súlyos balesetek szerencsére igen ritkán fordulnak elő, de nem zárható ki teljesen a bekövetkezésük. Számottevő környezeti hatást nem okozó üzemzavar is csak évente egy-két alkalommal következik be a világon, ezért ezek elemzése, a következmények helyreállítását célzó tevékenységek vizsgálata alapvető információkat szolgáltat a potenciálisan fokozottan sugárveszélyes feladatok tervezéséhez.

A Paksi Atomerőműben 2003. április 10-én következett be olyan üzemzavar, ami szerencsére nem veszélyeztette sem a személyzet, sem a környezet biztonságát, de komoly tanulságokkal szolgált mind a műszaki, mind a biztonsági kérdések terén.

A 2. blokki 1. számú szerelőaknában, víz alatt elhelyezett fűtőelem-tisztító berendezésben a 2. blokk reaktorából kirakott kazettákat tisztították. A tisztítótartályban az üzemzavar során láncreakció nem játszódott le, de a fűtőelemekben a korábbi reaktorban töltött üzemidejük során felhalmozódott radioaktív hasadvány termékek még mindig jelentős hőmennyiséget termeltek. A tisztító berendezés nem megfelelő hűtése miatt a kazetták néhány óra alatt túlmelegedtek, és a tisztítótartály felnyitásakor beáramló hideg víz által okozott hősök az üzemanyagkazetták 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 nukleáris üzemanyag törmelék eltávolítását és biztonságos elhelyezését meg kellett oldani. Ezek a feladatok a műszaki nehézségek mellett komoly sugárvédelmi problémákat is felvetnek, amelyek megoldása a munkát végző személyzet sugárterhelésének csökkentése és a környezetbe jutó radioaktív anyagok mennyiségének minimalizálása szempontjából is elengedhetetlen.

A helyreállítás előkészítése során a legfontosabb sugárvédelmi feladatok közé tartozott a 2. blokki 1. számú akna helyreállításának megalapozása mind a munkahelyi sugárvédelem, mind a nukleáris környezetvédelem területén.

A dolgozat tehát a fenti problémák kezelésére alkalmas újszerű, illetve komplex eljárások és módszerek kidolgozását és azok gyakorlati alkalmazását tartalmazza. A tervezés során több jól használható módszert dolgoztunk ki a szakirodalomban fellelhető adatokból és eredményekből kiindulva, de a helyi tapasztalatokat is megfelelően magukba integrálva. A kapott eredmények megbízhatóságát a mért értékekkel való összevetéssel igazoltuk. A kifejlesztett

eljárások gyakorlati alkalmazhatóságát több valós probléma megoldása is alátámasztja normál és baleseti helyzetekben egyaránt.

Kutatási célkitűzéseim:

- **részletesen felmérni** az 1. számú akna sugárzási állapotát modellszámításokkal és helyszíni mérésekkel;
- **kidolgozni** az 1. számú akna helyreállítása során a szükséges sugárvédelmi szervezési és műszaki intézkedéseket;
- **megtervezni** a sugárvédelmi védőeszközöket, a biológiai védelmek méretezését;
- **kutatni és áttekinteni** a telepített sugárvédelmi rendszerek megalapozásával és tervezésével kapcsolatos követelményeket;
- **meghatározni** a tervezett radioaktív kibocsátásokat, ezeket összevetni a kibocsátási korlátokkal, illetve terjedési modell segítségével **kiszámítani** a lakosság várható sugárterhelését;
- **összeállítani** egy komplex személyi dozimetriai rendszert a munkavégzők külső és belső sugárterhelésének ellenőrzésére;
- **igazolni**, hogy a helyreállítási munkák megfelelő sugárvédelmi intézkedésekkel végrehajthatók anélkül, hogy a személyzet és a lakosság sugárterhelésére, illetve a kibocsátásokra vonatkozó korlátok sérülnének.

Kutatási módszereim:

- Elmélyülten tanulmányoztam a témával kapcsolatos nemzetközi és hazai szakirodalmat és értékeltem azok alkalmazási lehetőségét a konkrét, egyedülálló probléma megoldására;
- Elemeztem eddigi kutatási eredményeimet, tanulmányoztam az adott témakörben megjelent új elméleteket, eljárásokat;
- Kutatási eredményeimet folyamatosan publikáltam, részt vettem hazai és nemzetközi kutatói konferenciákon, szimpóziumokon.
- Tananyagok kidolgozásával, illetve különböző tanfolyamokon óratartással tovább bővítettem a szakmai tapasztalataimat.
- Mindezen ismeretekből kiindulva meghatároztam az eddig meg nem oldott sugárvédelmi kérdéseket, amelyeket magamnak kell megoldani.

Értekezésemben a kitűzött célok elérése érdekében a következő konkrét vizsgálatokat alkalmaztam:

- a sérült fűtőelemek izotóp összetételéből kiindulva modellszámítások alapján **meghatároztam** a tisztítótartály körül kialakuló gamma-dózisteljesítmények várható értékeit;
- az 1. számú aknában lévő, radioaktívan szennyezett víz radionuklid-összetétele alapján **meghatároztam** a víz felett kialakuló dózisteljesítmény teret;
- a modellszámításokat helyszíni dózisteljesítmény mérésekkel **validáltam**;
- **elemeztem és értékeltem** a mérési adatokat, azokból **következtetéseket vontam le**;
- új eljárást **alkalmaztam** az intenzív gamma háttérben történő felületi béta-szennyezettség meghatározására;
- **dózisszámításokat végeztem** a dolgozók várható sugárterhelésének meghatározására;
- munkafázisonként tételes dózistervet **készítettem**;
- szervezési és műszaki intézkedéseket **vezettem be**, valamint **meghatároztam** az egyéni védőeszközöket;
- **kiválasztottam** a szükséges telepített mérőeszközöket és mintavételi helyeket;
- **elvégeztem** a mérőeszközök figyelmeztető- és vészszintjeinek származtatását;

- összevettem a tervezett kibocsátásokat a vonatkozó kibocsátási korlátokkal;
- a tervezett kibocsátások alapján modellszámításokkal **elvégeztem** a lakossági többlet sugárterhelés számítását.
- végül **összegzett következtetéseket** vontam le és **javaslatokat tettem** kutatási eredményeim további gyakorlati hasznosítására.

A PhD. értekezés megírása időszakában a témával kapcsolatos nemzetközi és hazai szakirodalmat részletesen tanulmányoztam. Az alapvető információforrást a hazai és nemzetközi szaksajtó publikációi, az Interneten megjelent, nyilvánosan elérhető, de hiteles forrásból származó sugárvédelemmel kapcsolatos dokumentumok, konferencia anyagok, hazai és nemzetközi tanulmányok, szakkönyvek képezték. Feldolgoztam külföldi tanulmányutak tapasztalatait. Felhasználtam eddigi kutatási eredményeimet, a doktorandusz képzés során felhalmozott ismereteimet és korábban szerzett tapasztalataimat. Konzultáltam a szakterület élenjáró tudományos kutatóival. Gyakorlati méréseket végeztem, amelyeknek eredményeit felhasználtam a dolgozatom készítésében.

A dolgozatom Vizsgálati eredmények és értékelésük fejezete öt alfejezetből áll:

1. Az 1. számú akna állapotfelmérése modellszámításokkal és helyszíni mérésekkel.
2. A munkaplatform és a kapcsolódó technológiák sugárvédelmi tervezése.
3. Személyi dozimetria.
4. Kiegészítő Sugárvédelmi Ellenőrző Rendszer.
5. Kibocsátás- és környezetellenőrzés.

Értekezésemben összefoglaltam a Paksi Atomerőmű 2. blokki 1. számú akna helyreállításának sugárvédelmi tervezésével kapcsolatos összes feladatot és eredményt. A téma teljes körű feldolgozása során elkészült egy olyan sugárvédelmi terv, ami lehetővé teszi egy egyedi, igen komplex, sugárveszélyes tevékenység eredményes végrehajtását. A helyreállítás során lehetséges a dolgozók és az 1. számú akna folyamatos sugárvédelmi ellenőrzése és a radioaktív kibocsátások monitorozása. A tervezés, majd a végrehajtás során sok olyan adat, eredmény keletkezik, amit a jövőben végrehajtandó sugárveszélyes tevékenységek tervezésénél, előkészítésénél és végrehajtásánál fel lehet használni.

A tudományos közélet reakciói alapján bátran állíthatom, hogy a gyakorlatban is használható, új tudományos kutatási eredményekkel gazdagítottam a sugárvédelem tárházát. Megítélesem szerint eredményeim az oktatásban is hasznosíthatók, a sugárvédelmi és a nukleárisbal-eset-elhárításban érintett szakemberek felkészítésében, valamint hozzájárulnak az adott terület elméletének és gyakorlatának további fejlődéséhez.

2. Irodalmi összefoglaló

Az ionizáló sugárzások alkalmazásának előnyeit és egyben káros hatásait felismerve kialakultak az alkalmazásokat megszorító korlátozások, a sugárzás elleni védelem eszközei. A sugárvédelmi szabályozások bizonyos kompromisszumot tükröznek és magukon hordozzák a technikai-társadalmi fejlettség szintjét. A sugárvédelem fejlődése során, az 1920-as évektől kezdve általában jellemző, hogy a technikai lehetőségek növekedése mellett a sugárzásnak tulajdonított káros hatások száma, veszélyessége úgyszintén növekedett, ami magával hozta a szabályozások szigorodását [1].

Az utóbbi évtizedekben a nemzeti, köztük a hazai sugárvédelmi szabályozások döntő többségét már nemzetközi ajánlások határozzák meg. Az egyik legfontosabb nemzetközi szervezet az International Commission on Radiological Protection (ICRP), mely a legújabb tudományos eredményeket és tapasztalatokat összesítve ajánlásokat tesz közzé. Legutóbb 1990-ben készült egy, a sugárvédelmi rendszert erősen módosító ajánlás (ICRP No. 60) [2]. Az ajánlások gyakorlati bevezetéséhez szükséges és már technikai megoldásokat is tartalmazó javaslatok szintén nemzetközi együttműködésben készülnek, a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség (NAÜ) vezetésével. Ennek eredményeként 1995-ben jelent meg az International Basic Safety Standards (IBSS) kiadvány, hazai fordítása pedig 1996-ban [3]. Az 1996-ban elfogadott Atomtörvény [4] alapelveiben már figyelembe veszi az újabb irányzatot. Erre épülnek a hazai szabályozást meghatározó következő minisztériumi rendeletek:

16/2000. (VI. 8.) EüM rendelet [5],

15/2001. (VI. 6.) KöM rendelet [6].

A sugárvédelmi szabályozás fontos eszköze annak, hogy az indokoltnál ne legyen nagyobb a sugárterhelés. Természetesen nem az a cél, hogy merev szabályozással akadályozzuk a hatékony és akár az egyén, akár a társadalom szempontjából előnyös sugárveszélyes tevékenységet. Ezért a szabályozás, a korlátozás és annak teljesítése – a sugárzás károsító hatása mellett – bizonyos mértékben tükrözi a társadalmi-technikai fejlettséget is.

A sugárvédelmi alapelvek, követelmények legfontosabb részei a sugárveszélyes tevékenység indoklása, a dóziskorlátozás és az optimalás. A tevékenység részét képezik az adminisztratív, a technikai és a vezetési követelmények is [2].

Az *indokláshoz* tartozik, hogy nem engedélyezhető olyan tevékenység (eljárás, alkalmazás, sugárforrás használata stb. bevezetése, működtetése), melynek eredménye nem ad elfogadható hasznot a sugárterhelést kapott egyének, vagy az esetleges sugárkárosodás következményeit kiegyenlíteni köteles társadalom számára. Az indoklásnál figyelembe kell venni a technikai, társadalmi, gazdasági és más lényeges tényezőket, ezért előfordul, hogy ugyanaz a tevékenység egyik helyen, helyzetben indokolható, míg a másokban nem. Az indokoltság alapvetően azt fejezi ki, hogy csak az a tevékenység engedélyezhető, mely a társadalom, ill. egy részének hasznot eredményez, figyelembe véve a tényleges és potenciális egészségügyi károsodást, gazdasági, erkölcsi hasznot, a ráfordítások költségeit stb.

A *dóziskorlátozás* a legfontosabb sugárvédelmi normák közé tartozik. Ennek lényege, hogy csak olyan tevékenység engedélyezhető, mely során normál üzemben az érintett személyek sugárterhelése nem haladja meg az adott viszonyokra érvényes dóziskorlátokat. A sugárterhelés meghatározásánál figyelembe kell venni az összes tevékenységet, sugárforrást, besugárzási útvonalat és az ezekből eredő terhelést összegezni kell [19].

A korlátok mellett más, elsősorban a gyakorlati tevékenységhez kapcsolódó vonatkoztatási szinteket, határértékeket is célszerű alkalmazni a sugárvédelemben.

Az ellenőrzésnél használt vonatkoztatási szintek a következők:

- mérési módszer, eszköz kimutatási határa,
- feljegyzési szint,
- kivizsgálási szint.

A kimutatási határ az ellenőrzés során mérhető legkisebb sugárzási járulékot jelenti, mely lehet beütésszám, aktivitás-koncentráció, elnyelt dózis, stb. Értékét nemcsak a mérőeszköz, hanem a mérési körülmény is meghatározza.

Az igen alacsony szennyezettség értékek hosszú idejű dokumentálása célszerűtlen, felesleges. Ezért rendszerint megállapítható olyan, ún. feljegyzési szint mely alatt nem kell naplózni a mérések eredményeit. Természetes, hogy a feljegyzési szint nagyobb a kimutatási határnál, viszont kisebb a megfelelő határértéknél.

A kivizsgálási szint elsősorban a komolyabb események megelőzését szolgáló vizsgálat elvégzésére figyelmeztet. Ennél nagyobb érték mérése már a szokásosnál részletesebb vizsgálat, ellenőrzés elvégzését követeli.

Egy-egy tevékenység tervezésénél és engedélyezésénél nem meríthetjük ki a teljes dóziskorlátot, hiszen a későbbiek folyamán újabb sugárforrások hatása is jelentkezhet. Ezért az egyes tevékenységekre, forrásokra csak a korlátnál kisebb értéket, ún. *dózismegszorítást* szabad engedélyezni.

A sugárvédelem egyik lényeges elve és eljárása az igen széleskörűen értelmezhető *optimálás*. Az általános meghatározás szerint a sugárvédelmi tevékenység (szabályozások, tervezések, ellenőrzések, stb.) során mindig az ésszerűen elérhető legkisebb sugárterhelésre kell törekedni, figyelembe véve a gazdasági, társadalmi és más tényezőket is. Ez az értelmezés alapvetően megfelel az ún. ALARA (As Low As Reasonable Achievable) elvnek, azaz a sugárterhelés olyan kicsi legyen, amekkora ésszerűen elérhető [7, 18, 82].

A sugárvédelmi rendszer lényeges részei a műszaki eszközök és az adminisztratív szabályozások. A sugárzások embert érő részének csökkentése, árnyékolása, továbbá mérése, ellenőrzése nélkül alapvetően nem biztosítható a sugárveszélyes tevékenység biztonságos és az egészségvédelem szempontjából hatékony végzése. Mind a műszaki, mind az adminisztrációs követelmények elsősorban a munkahelyi sugárvédelem területén jelentkeznek, a létesítményeknél, a tevékenységet folytató helyeken kell biztosítani a feltételeket, hogy a határértéknél nagyobb munkahelyi, vagy környezeti szennyeződés ne alakulhasson ki [8].

2.1. Mesterséges eredetű sugárterhelés

Az ember alkotta ionizáló sugárforrásoktól származó hatások forrásai közül legismertebbek a működő atomerőművek – beleértve az egész nukleáris fűtőanyag ciklust –, a radioaktív hulladékok és az atomfegyver kísérletek, de ide tartoznak a radioizotópok előállítása, felhasználása és a lakosság mesterséges eredetű dózisterhelésének nagy részét jelentő orvosi alkalmazások is. A fent említett források bármelyikénél előfordulhatnak sugár- és nukleáris balesetek, melyek a nagy kiterjedésű hatások miatt jelentős környezetvédelmi problémát okozhatnak [9, 10, 13, 17].

A környezetvédelmi szempontból legjelentősebb forrás az *atomerőművek* nukleáris fűtőanyag ciklusa, mely magában foglalja az uránérc bányászatát, nukleáris fűtőanyaggá történő átalakítását, az atomerőműben történő energiatermelést, a kiégett fűtőelemek tárolását, újrafeldolgozását (reprocesszálását), a hulladékok kezelését és az erőművek felszámolását (dekomisszióját) [11].

A sugárterhelés-járulékok meghatározása, számítása a forrás ismerete alapján környezeti modell segítségével történik [35, 36, 40-42], ugyanis a környezeti szennyeződések általában olyan alacsony szintűek, hogy direkt módon csak ritkán mérhetőek. Az elemzéseknél a fűtő-

anyag ciklus szakaszaiból származó lakossági sugárterhelést, pontosabban az éves kollektív dózist a megtermelt elektromos energiára vonatkoztatják, azaz $\text{Személy} \cdot \text{Sv} \cdot \text{GW}_e^{-1} \cdot \text{év}^{-1}$ mértékegységben adják meg [12].

2.1.1. A Paksi Atomerőmű sugárvédelmi rendszere

Az atomerőműben folyó sugárvédelmi tevékenység fő területei a munkahelyi sugárvédelem és a nukleáris környezetvédelem. A sugárvédelemmel kapcsolatos feladatok végrehajtását, illetve az atomerőművi sugárvédelem szervezését döntően a Sugárvédelmi Osztály végzi.

2.1.1.1 Munkahelyi sugárvédelem

A munkahelyi sugárvédelem alapfeladatai a dolgozók sugárterhelésének korlátozása, az indokolatlan sugárterhelések kizárása és a sugárterhelés optimalizálása. A munkahelyi sugárvédelmi tevékenység legfontosabb célja a sugárterhelés optimalizálása. A munkahelyi sugárvédelem programjában meghatározó szerepet játszik a személyi dozimetriai ellenőrzés, a dozimetriai engedélyezés, az ellenőrzött zóna sugárzási és kontaminációs viszonyainak rendszeres ellenőrzése, a dózistervezés, a fokozottan sugárveszélyes munkák kiemelt kezelése és a sugárvédelmi tapasztalatok munkavállalók felé történő visszacsatolása [19, 20, 23].

A munkahelyi sugárvédelemre vonatkozó legfontosabb sugárvédelmi mutatót, a dolgozók sugárterhelését döntően a munkaterületek sugárzási viszonyai, az elvégzett munkák mennyisége, illetve a sugárvédelmi intézkedések hatékonysága befolyásolja. A sugárterhelés ellenőrzése kiterjed mind a külső, mind a belső sugárterhelésre, illetve az atomerőműben munkát végzők teljes körére [21, 22, 24].

A személyi dozimetriai ellenőrzés egyik fontos eszköze az elektronikus doziméterek teljes körű alkalmazása. Az operatív dozimetriai ellenőrzés lehetőséget ad a sugárterhelés folyamatos felügyeletére és a munkaszintű sugárterhelés meghatározására.

A sugárzási és kontaminációs viszonyok felügyelete kétszintű, egyrészt a telepített munkahelyi- és technológiai sugárvédelmi ellenőrző rendszer (az ún. SZEJVÁL rendszer) közel 1000 db telepített detektora biztosítja a kijelölt helyeken az ellenőrzést, másrészt a Dozimetriai Szolgálat részletes mérési programok szerint helyszíni méréseket végez.

A dózistervezés célja az, hogy a tevékenységek várható sugárterhelése már a tervezés fázisában meghatározható legyen, ezáltal a tevékenység szervezési és műszaki intézkedések bevezetésével, az ésszerűen és gazdaságosan elérhető legkisebb kollektív dózissal járjon.

2.1.1.2 Nukleáris környezetvédelem

Az PA Zrt. biztonsági filozófiájának megfelelően, normál üzemben is folyamatos ellenőrizzük az erőmű környezetre gyakorolt hatását [25], így a baleset-elhárításhoz kapcsolódó tevékenységek jelentős része élesen nem különül el a normál viszonyok során alkalmazottaktól.

A környezetbe jutó radioaktív anyagok meghatározása a következő két módon történik:

- kibocsátási oldalról az egyes kikerülési útvonalak (vízi csatorna, szellőző kémény) mentén üzemeltetett mérőrendszerekkel, a mérési eredmények révén biztosítható, hogy a kibocsátások ellenőrzöttek és a hatósági előírásoknak megfelelően történjenek,
- környezeti oldalról az üzemi terület és az erőművi tágabb környezet állapotfigyeléséről külön rendszerek és a mintavételen alapuló laboratóriumi elemzések együttesen gondoskodnak.

Ezen rendszerek adatai folyamatosan egy adatgyűjtő rendszerbe kerülnek, amelynek elsődleges feladata, hogy az atomerőmű minden üzemállapotában (normál üzem, üzemzavar, nukleá-

ris-baleset) kellő mennyiségű és megbízhatóságú adatot szolgáltatson a környezeti hatás megítéléséhez, adott esetben a szükséges intézkedések meghozatalához [67].

Ebbe az ún. Kibocsátás és Környezeteellenőrző Sugárvédelmi Rendszerbe futnak össze detektorok és egyéb mérőeszközök adatai, amelyeket az ügyeletes személyzet egy felhasználóbarát kezelői felület segítségével folyamatosan képes követni. A meghibásodásokból eredő problémák elkerülése miatt, szinte az összes mérőrendszer többszörösen biztosított. Maga az adatfeldolgozás is kettős, két nagyteljesítményű számítógép kezeli az adatokat, melyek az erőmű több pontjáról is lehívhatók.

A radioaktív anyagok kibocsátásának, továbbá az atomerőmű környezetének sugárvédelmi ellenőrzése kétszintű, egyrészt az on-line távmérő rendszereken, másrészt a mintavételes laboratóriumi vizsgálatokon alapul [26]. Az első módszer előnye, hogy folyamatos információ áll rendelkezésre a kibocsátott radionuklid csoportok aktivitáskoncentrációjáról, s így mód van a határérték figyelésre. A második módszer lehetővé teszi a nagyérzékenységű és nagy szelektivitású laboratóriumi mintaanalízist [27].

Normál üzem esetén a kibocsátás-ellenőrző rendszernek egyértelműen mérnie kell a hatósági kibocsátási korlát néhány százalékát, üzemzavar esetén a tényleges kibocsátás minél pontosabb regisztrálása a cél, nukleáris baleset során pedig rövid időn belül kell elegendő mennyiségű és megbízhatóságú adatot szolgáltatnia a baleset korai fázisában fogantatandó intézkedések megalapozásához. Ez utóbbi esetben fel kell tételezni, hogy a kibocsátás nem, vagy nem teljes egészében mérhető. Ennek következtében a forrástag a környezeti sugárzási jellemzők távmérése, valamint a meteorológiai adatok alapján számítással becsülhető. A lakossági dózisek ekkor részben a becsült forrástag, részben pedig közvetlen mérések alapján adhatók meg.

A kibocsátás- és környezetellenőrző rendszer részletesen a [67, 68, 87] hivatkozásokban olvasható.

2.1.1.2.1 Meteorológiai adatok

A környezet sugárvédelmi ellenőrzésének igen fontos része a meteorológiai jellemzők folyamatos, megbízható mérése a telephely körzetében. Erre a célra a Paksi Atomerőműben két független rendszer áll rendelkezésre. Az egyik a Sugárvédelmi Osztály üzemeltetésében egy 120 m magas meteorológiai mérőtorony, amelyen 20, 50, 120 m-es magasságban, valamint a torony mellett, talajszint közelében, 10 perces időciklusokban történik a meteorológiai jellemzők mérése. A toronyról kapott adatok főként a normálüzemi és a baleseti légköri terjedési számítások bemenő adataiként szolgálnak, mely számítások az erőmű 15 km-es körzetében élő lakosság sugárterhelésére képesek becslést adni [28].

A meteorológiai tornyon mért adatok a Dozimetriai Információs Rendszeren kívül megjelennek az Országos Meteorológiai Szolgálat (OMSZ) paksi főállomásán is. Itt lehetőség van az adatok folyamatos figyelésére, hihetőség-vizsgálatára is. Továbbá, a meteorológiai adatok a sugárzási állapotra jellemző távmérési adatokkal együtt eljutnak a Védett Vezetési Pont számítógépére, a Balesetelhárítási Információs Központba, valamint az OMSZ budapesti központjába is.

A másik rendszer az OMSZ-hoz tartozó paksi főállomás, ahol a hagyományos meteorológiai konvenciók szerinti adatgyűjtés folyik. Az állomás egyrészt az OMSZ részére, másrészt az erőmű egyes szervezeti egységei számára végez adatszolgáltatást. Az állomás működése egyben biztonsági tartalék arra az esetre, ha a meteorológiai torony mérései kimaradnának, vagy megbízhatatlanná válnának.

2.1.1.2.2 *Terjedés- és dózisszámítás*

Az erőműből kibocsátott radioizotópok környezeti terjedésének és az általuk okozott lakossági dózisos számítására két rendszer áll rendelkezésre.

Az egyik egy off-line szoftver, aminek kezelését és az eredmények kiértékelését a sugárhelyzet értékelők végzik, ami meglehetősen nagy rugalmasságot biztosít. Itt lehetőség van a bejövő adatok módosítására, hibás mérési eredmények kijavítása, különleges események figyelembe vételére, kiegészítő adatok (pl. laboratóriumi mérések) bevitelére, stb. Az operátorok felkészültségétől függően nagyobb mennyiségű, részletesebb szimulációs eredmény kiértékelésére is lehetőség van, ami a gyakorlatban nélkülözhetetlen a döntéshozók munkájához.

Az on-line szoftver, elsősorban a balesetek első (kb. egy órás) fázisában játszik jelentős szerepet, amíg a Balesetelhárítási Szervezet feláll és nem kezdi meg a működését. Mivel ekkor csak az ügyeletes személyzet van jelen, akiknek ilyen esetben egyrészt számos más feladatot is minél gyorsabban meg kell oldaniuk, továbbá a szakmai felkészültségük sem tenné lehetővé részletes elemzések megbízható elvégzését, így csak a baleset kezelése szempontjából fontos automatikusan kiszámított eredmények gyors továbbküldésére van lehetőség. Sugárvédelmi szempontból, ez elsősorban a környező lakosság védelmére szolgáló intézkedések ajánlásának kiadását jelenti.

Off-line terjedésszámítás

A terjedési számítások alapjául szolgáló adatbázis a Kibocsátás-ellenőrző Laboratórium és a Kiegészített Kazetták Átmenti Tárolója által mért légnemű és folyékony kibocsátások értékeiből és a meteorológiai jellemzőkből áll össze.

A modellező szoftverek 10 perces adatokkal dolgoznak, ami a meteorológiai jellemzőkből rendelkezésre áll, a kibocsátások értékeire viszont egyes izotópokból (technológiai és mérés-technikai okokból) csak napi (nemesgázok), heti, havi, vagy időszakos mérési adatok állnak rendelkezésre. Ilyen esetekben a mért kibocsátásoknak a 10 percre jutó hányadaival történik az adatbázisok feltöltése.

Az atomerőműből az atmoszférába jutott radioaktív szennyezők környezeti mozgásának és a lakossági dózisos meghatározása normál üzemben a NORMDOS-jelű, baleseti helyzetben pedig a BALDOS-jelű szoftverrel történik. Ezek főként az input adatokban és a kezelésben térnek el egymástól. Mindkét program számítási algoritmusuk egy Gauss-féle modellt használ, mely még napjainkban is viszonylag elterjedt a nukleárisbaleset-elhárítás területén használt, légköri terjedés vizsgálatára szolgáló kódokban [29].

A szoftverekbe beépítésre került egy további adatbázis, amely évszakokra lebontva tartalmazza a táplálékránc paramétereit, valamint a különböző radionuklidok légköri depozíciós és dóziskonverziós adatait.

A következő eredmények táblázatos formában megjeleníthetők a környező településekre, mérési helyekre (környezeti mérőállomások) és egyéb pontokra (irányszektorok szerint az üzemi területre, és más választható távolságokra):

- levegőaktivitás-koncentrációk,
- felszíni aktivitás-koncentrációk,
- inhalációs dózisos,
- lenyelési dózisos,
- külső dózisos (felhő, talaj).

A fentiekből újabb dózisosértékek (pajzsmirigy, effektív stb.) számolhatók, s végül ezek mindegyike rendelkezésre áll a radionuklidok szerinti bontásban, valamint gyerekekre és felnőtt lakosságra egyaránt. Az így meghatározott eredmények alapján baleseti helyzetben lehetőség

nyílik az optimális védőintézkedések tervezésére és a tájékoztatáshoz szükséges információk összeállításra. Normál üzemben pedig ellenőrizhető a határértékek betartása [30-34].

Real-time on-line terjedés- és dózisszámolás

A szotver központi adatgyűjtő rendszer dozimetriai és meteorológiai adataira támaszkodva biztosítja mind normál, mind baleseti helyzetben a légtérbe kibocsátott különböző radioaktív izotópok terjedésének és az általuk létrehozott dózisszámolásának a meghatározását az erőmű 30 km-es környezetében. Az adatfeldolgozás két részből áll:

- vezérlő szoftverből és
- terjedésszámoló, un. DOSE_ON programból.

A terjedési modell, a három dimenziós Gauss-féle eloszlást feltételező puff modell és az alkalmazott számítási algoritmusok megegyeznek az off-line számításokhoz is felhasznált programéval [74-79]. A DOSE_ON program a közvetlen kapcsolatot a vezérlő programmal tartja: minden tíz percben a vezérlő program szubrutinként hívja meg, látja el a szükséges input adatokkal (beleértve a pillanatnyi üzemiállapotra – normál, vagy baleseti – vonatkozó információt), és az output adatait is a vezérlő program 'veszi át', jeleníti meg a felhasználó számára ill. archiválja. A normálból a baleseti üzemiállapotba való kapcsolásra a vezérlő program ad jelet a terjedésszámító programnak.

A baleseti számítások leállítására (azaz, a normálüzemre való átváltásra) csak az operátor adhat jelet. A terjedésszámító program bármelyik irányú átváltásnál nullázza az addig számított környezeti aktivitáskoncentráció- és dózismennyiségek tömbjeit, azaz mindig az üzemiállapot váltás időpontjától mért és/vagy becsült kibocsátásból eredő környezeti dózisterhelést adja meg.

2.1.2. Nukleárisbaleset-elhárítás

Katasztrófa alatt rendszerint egy a normális, az üzemiállapot, a természetes folyamatokban bekövetkező olyan, előre nem prognosztizálható, véletlenszerű változást, *rendkívüli eseményt* értünk, melynek következményei az emberre, környezetre stb. alapvetően károsak és a szükséghelyzet, vagy a veszélyhelyzet kihirdetésére alkalmas állapot, helyzet áll elő. A baleset, az üzemiállapot kifejezéseket elsősorban a kisebb várható, illetve bekövetkezett károknál használjuk. Az atomenergia alkalmazása területén általában megkülönböztetjük a sugárbaletet a nukleáris balesettől. Sugárbalet alatt esetünkben az ionizáló (α -, β -, γ - stb.) sugárzásokkal kapcsolatos üzemiállapotokat, baleseteket, katasztrófákat értjük, míg nukleáris balesetről beszélünk, amikor az ionizáló sugárzás nukleáris jelenség révén keletkezik, alapvetően nukleáris létesítményekben. Így a nukleáris baleset egyben sugárbalet, míg a sugárbalet nem biztos, hogy nukleáris eredetű [45]. Az atomerőműben előforduló tisztán közlekedési, vegyi és hasonló baleseteket nem nevezzük nukleárisnak, ugyanis ezek bárhol előfordulhatnak.

A nukleárisbaleset-elhárítás elvi alapjait, koncepcióját elsősorban a sugárvédelem határozza meg (sugárzások biológiai hatásai, veszély és káros hatás jellemzése, mérése, a védekezés szabályozása stb.), míg az operatív feladatokat, a védekezés műveleteit a katasztrófavédelem biztosítja, pl. tűz oltásával, sérült emberek orvosi ellátásával, a kár milyenségének és kiterjedtségének megállapításával, veszélyeztetett területek lezárásával. Annak ellenére, hogy esetenként megfigyelhető a koncepció és az operatív munka elkülönülése, a nukleárisbaleset-elhárítás számos feladata mindkét terület együttes, szimultán bevonását teszi szükségessé.

A tapasztalatok alapján fontosak azok az elhárítási eljárások, rendszerek, amelyek üzemi, területi és országos, sőt nemzetközi szinten egyaránt felkészülnek az esetleges környezeti szennyeződés hatásának mérséklésére, kezdve a lehető legkorábbi észleléstől, a forrás elszigetelésén és károk felmérésén keresztül a környezet helyreállításáig [46]. E feladatok megoldására készülnek a balesetelhárítási és intézkedési tervek, rövidítve a BEIT-ek [47].

Hazánkban országos hatáskörrel a Nukleárisbaleset-elhárítási Kormánybizottság (NBK) rendelkezik, melynek tagjai rendszerint a döntési joggal felruházott miniszterek, államtitkárok. Baleset esetén a NBK irányítása alatt működik a szakmai tanácsadó, valamint az operatív munkáért felelős részleg. Az NBK állandó szerve a Titkárság, mely felelős a felkészülésért, az ellenőrzési rendszer üzemben tartásáért, többek közt a megfelelő szabályozási háttér és adminisztráció biztosításáért, rendszerint más szervekkel megosztva. Az ellenőrzés és baleset-elhárítás szerves része a lakosság sugáregészségügyi ellenőrzése, szükség esetén orvosi ellátása az esetlegesen fellépő egészségkárosító hatások megelőzése, ill. mérséklése céljából [48, 73].

A nemzetközi együttműködések területén számos, részleteket is tartalmazó kétoldalú és regionális egyezmény szabályozza egymás gyors értesítését, az adatok rendszeres cseréjét.

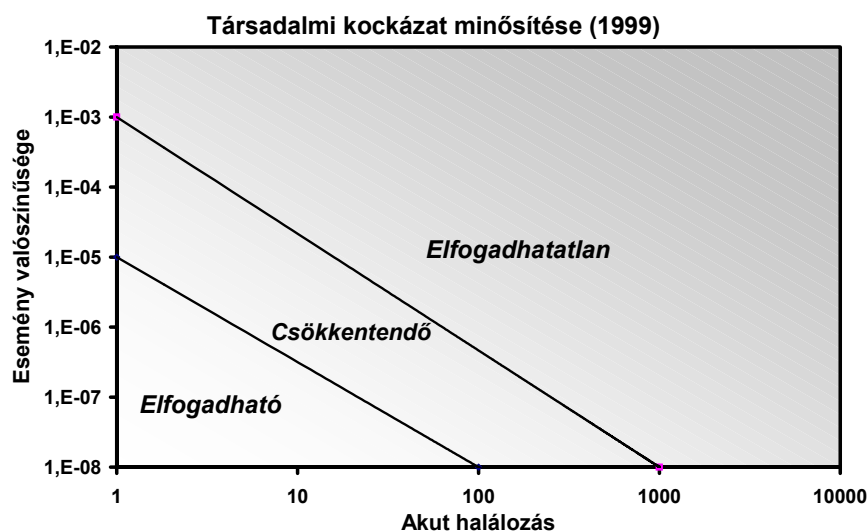
A súlyos balesetek mellett a kisebb szennyezettséggel járó környezeti hatások felderítésére és elhárítására is fel kell készülni. Így pl. sugárforrás elvesztésére, radioaktív anyaggal működő műhold lehullására, kiégett nukleáris fűtőanyag és más radioaktív hulladék szállítási balesetére, illegális radioaktív, ill. nukleáris anyaggal való kereskedelem eseteire. Ezért számos esetben a normál és baleseti ellenőrzés, az intézkedések típusa nem határolhatók el egymástól. Sok tekintetben ilyen a dolgozat témájául szolgáló 2003. évi paksi üzemzavar is [49].

2.1.2.1 Kockázat

A veszélyhelyzet egyik, meglehetősen általános jellemzője lehet a káros események, következmények kockázata, pl. a katasztrófa következtében fellépő megbetegedés súlyossága, betegségek, halálozások bekövetkezésének valószínűsége, az anyagi kár nagysága, összefoglalva az *ártalom mértéke*. Számszerű alakban a kockázat a következmény súlyosságának és a veszély bekövetkezési valószínűségének szorzata, matematikai formában a következő:

$$K = s \cdot p$$

ahol K a veszély, ill. veszélyforrás kockázata (rizikója), s az ártalom súlyossága és p az ártalom bekövetkezésének valószínűsége. Az s súlyosság és p valószínűség meghatározása szerint mindkét mennyiség értéke a 0-1 tartományban mozoghat, s így a K értéke is. Ha egészségártalomról beszélünk, akkor az egyedek esetén a súlyosság maximális értéke a haláletetet jelenti ($s=1$). Nyilvánvalóan a veszély valószínűsége is maximálisan 1 (biztos bekövetkezés), azaz a K értéke is legfeljebb 1 lehet. Anyagi kár esetén az adott berendezés, üzem teljes tönkremenetele jelentheti az $s = 1$ súlyosságot [11].



2.1. ábra Társadalmi kockázat minősítése a századfordulón

A mai társadalomban az irányadó kockázatok, a halálozási valószínűségek a 2.1. ábrán láthatók. Az ábra szerint, ha egy technológia esetén évenként 10^{-5} valószínűséggel történik 1 haláleset, az még elfogadható, de kb. 10 haláleset már mindenképpen csökkentendő, és a 20-nál nagyobb gyakoriság mellett leállítandó a technológia. A fentiek irányadó számok, a konkrét értékeket befolyásolják a gazdasági, társadalmi, technikai, ill. helyi és globális viszonyok egyaránt [50].

Rendszerint bonyolultabb matematikai összefüggéseket kell használni, ha szimultán többféle ártalommal kell számolni, továbbá sem a veszélyforrások, sem a következmények nem függetlenek egymástól, azaz szinergizmusok lépnek fel, pl. a gyógyszer kereszthatásokhoz hasonlóan. Ilyen esetben a többféle ártalom veszélyforrása is többféle súlyossággal és többféle valószínűséggel jellemezhető. Viszont a különféle forrású kockázatok rendszerint nem additív módon összegződnek. Valószínűleg csak igen kis értékű súlyosságok és valószínűségek esetén szabad aritmetikailag összeadni a kockázatokat, különben a nemlineáris összefüggések szerepe megnövekszik.

A következményt, a kockázatot természetesen nemcsak egyedenként, hanem azok csoportjára, sőt a teljes populációra is vizsgálhatjuk. A kockázatot kiterjeszthetjük az egyedek egy-egy csoportjára, pl. azzal, hogy az egyedi értékeket összeadjuk. Nevezhetjük ezt *kollektív*, vagy *társadalmi kockázatnak* is, mely már 1-nél nagyobb is lehet.

Ilyen számszerűsítéssel a kollektív kockázat értéke analóg egy büntetőpont-rendszerhez, minél nagyobb a kollektív kockázat, a társadalom számára annál veszélyesebb a fennálló állapot (a veszélyforrás, az esetleges üzemzavar, a baleset, a katasztrófa). A kollektív kockázat másrészt arányos lehet a veszélyeztetett egyének érzékenységeivel is [7].

2.1.2.2 Kockázat és dózis közötti kapcsolat

Az ártalom előrejelzése és megítélése során a kockázat és a dózis esetenként egymást helyettesíthetik, igaz a teljes megfeleltetéshez, különösen kis egyedi dózisoknál még kevés eredménnyel rendelkezünk, inkább csak feltételezésekkel élünk. Egyik alapvető információként említhető az ICRP No. 60. kiadványában [2] található ún. sztochasztikus sugárhatás nominális károsodási együtthatói akut, 1 Sv effektív dózis esetén (2.1. táblázat). Az értékek bizonytalansága kb. egy kétszeres tényezőt jelent, azaz nem szabad meglepődni, ha ezen gyakoriságok felét, vagy akár kétszeresét találjuk az irodalomban. Két-három évtizeddel korábban néhány-szor kisebb értékeket vettek alapul. Az ICRP hasonló értékeket tett közzé az egyes emberi szervek, szövetek károsodási együtthatóira.

2.1. táblázat A sztochasztikus sugárhatás nominális károsodási együtthatói 1 Sv effektív dózis esetén, a dolgozókra és a teljes lakosságra külön-külön

Populáció	Végzetes rák	Nem-végzetes rákos hatás	Súlyos örökletes hatások	Összesen
Felnőtt dolgozók	0,040	0,008	0,008	0,056
Teljes népesség	0,050	0,01	0,013	0,073

A táblázat adatai szerint 1 Sv akut dózis esetén a sugárterhelés okozta halálozás valószínűsége embernél kb. 0,06, amely egyben a kockázat is, azaz $K=0,06$. Amennyiben lineáris lenne a dózis-kockázat összefüggés, akkor ezt a mennyiséget akár a sugárvédelmi gyakorlat tartományában, a 0,1—100 mSv között is használhatnánk, mint az számos esetben történik. A nagy bizonytalanságok miatt sem cáfolni, sem megerősíteni nem tudjuk/merjük a lineáris kapcsolatot. Pedig a nukleáris balesetek környezeti, lakossági sugárterhelései is hasonló nagyságrendben várhatók, még az igen súlyos esetekben, pl. a csernobili baleset után is csak kevés embernél becsültek 100-200 mSv-nél nagyobb egyéni effektív dózist a helyi lakosság körében.

Természetesen nem csak a halálozásra (súlyosság=1), hanem nem végzetes, nem halállal végződő betegségek (súlyosság<1) kialakulására is vannak gyakorisági, valószínűségi értékek az irodalomban [2]. Ezek bizonytalansága rendszerint még nagyobb, mint a táblázatban található értékeké.

2.1.2.3 Besugárzási (expozíciós) útvonalak

Különösen a védekezés, a beavatkozás hatékonysága szempontjából célszerű megismerni a sugárexpozíció módozatait, a besugárzási útvonalakat.

A környezetben a forrásból kikerülő radioaktív anyag először a légkörbe és/vagy a folyóvízbe kerül. A légkörből kihullással a talajra, az élelmiszer és takarmány növényzetre, ill. az élelmiszernövény szennyeződik a talajból is, gyökérzet révén. A talajból reszuszpenzióval visszakerülhet a levegőbe, hasonlóan oda-vissza mozgás lehetséges a víz és szedimentum (iszap) között [51, 72, 80].

A beléggzéssel, élelmiszernövény (saláta, burgonya stb.) és állati termék (tej, hús, hal) fogyasztásával az ember szervezetébe kerül a radioaktív anyag [81, 83].

Külső sugárterhelésről beszélünk, ha a sugárzó anyag az ember szervezetén kívül van, de elég közel hozzá, hogy sugárzása elérje a szervezetet, egy része elnyelődjön benne. *Belső sugárterhelés* akkor lép fel, ha a sugárzó anyag pl. beléggzéssel, vagy lenyeléssel az ember szervezetébe kerül és az anyagcsere alapján ott rövidebb-hosszabb ideig tartózkodik, sugároz [1].

2.1.2.4 Nukleáris balesetek

A reaktortörténelemben három nagy balesetet tartunk számon. Az első 1957-ben történt az angliai Windscale-ben, a második eset az USA-beli Three Mile Island atomerőműben 1979-ben. Végül a harmadik és a reaktortörténelem legtragikusabb balesete a Szovjetúnióban történt 1986-ban a csernobili atomerőmű 4-es blokkjában. Mindhárom baleset rengeteg tanulsággal járt és alapjában változtatta meg az atomerőművek tervezési és üzemeltetési kritériumait. Mindenképpen említést érdemel a tokai-mura-i urán-feldolgozó üzemben bekövetkezett esemény, ugyanis itt nem atomreaktorban, hanem egy tartályban történt a baleset. Bár utóbbi eset némileg hasonlít a paksi üzemzavarhoz, mivel mindkettőnél egy külön tartályban játszódtak le az események, de fontos megjegyezni, hogy a következőkben részletezett négy baleset jellegében teljesen más, mint a paksi üzemzavar, ugyanis Pakson az üzemzavar során nem következett be nukleáris láncreakció, míg a négy baleset során igen.

2.1.2.4.1 A windscale-i baleset

Az első windscale-i reaktorok grafitmoderálású, levegő hűtésű, plutoniumtermelő reaktorok voltak. A 2-300 Celsius-fok hőmérsékletű grafitmoderátorban a neutronok a lassulás során a grafitot alkotó szénatomok magjainak ütköznek. Bizonyos valószínűséggel a szénatomokat ki is mozdíthatják a rácsban elfoglalt helyükről. A rácshelyből elmozdított atom ekkor magasabb energiaszintre kerül, ily módon a grafit energiát tárol. Amennyiben grafitot felmelegítjük, a hőmozgás következtében az atomok visszaugrálnak az eredeti, alacsonyabb energiájú helyeikre, az energiakülönbség pedig hő formájában jelenik meg, tovább melegítve a grafitot. Ez az öngerjesztő folyamat akár a grafit meggyulladásához is vezethet. A folyamatot felfedezőjéről Wigner-effektusnak nevezzük. A grafitot túlhevülése ellen rendszeresen fel kell melegíteni, hogy a benne tárolt hő felszabaduljon. A windscale-i erőműben 1957-ben túl későn és kellő körültekintés nélkül hajtották végre a felmelegítést. Fellépett a Wigner-effektus, a reaktor túlforrósodott, végül a grafit meggyulladt. A reaktort elárasztották szén-dioxiddal, de ez nem bizonyult elégségesnek. Végül a vízzel történő oltás mellett döntöttek. A 125 méter magas reaktorkéménybe épített szűrők a reaktorból felszabaduló radioaktivitás zömét visszatartották, így komoly környezeti kárt, illetve emberáldozatot az eset nem követelt. A reaktor környeze-

tében egy 500 km²-es területen a tejet emberi fogyasztásra alkalmatlannak minősítették és elkobozták, mivel benne a I-131 izotóp koncentrációja meghaladta a megengedett értéket. A reaktor személyzetének egy tagja 46 mSv dózist kapott. A lakosság sugárterhelése a megengedett érték alatt maradt.

2.1.2.4.2 A Three Mile Island atomerőmű balesete

A Three Mile Island-i atomerőmű az USA-ban, Pennsylvania államban található, Harrisburg városkától néhány kilométerre. A TMI-2 blokk egy nyomottvizes reaktorral volt ellátva, a reaktor két hűtőkörrel rendelkezett. 1979. március 28-án következett be a baleset. Karbantartás során egy, a tervdokumentáción fel nem tüntetett csőbe víz került, amely a pneumatikus rendszerhez kapcsolódott és elzárta a gőzfejlesztő tápvízrendszerének egy szelepét. Ennek hatására a turbina kiesett és az üzemzavari tápvízszivattyúk beindultak. Az üzemzavari tápvízszivattyúk nem szállítottak elegendő vizet, mert két nappal korábban zárva felejtették az üzemzavari tápvízrendszer szelepeit. Ennek következtében a primerkörben gyorsan nőtt a nyomás és a hőmérséklet. A nyomás növekedésére működésbe lépett a vészleállító rendszer, a zónába kerültek a szabályozó és biztonságvédelmi rudak. A reaktor leállt, de a radioaktív hasadási termékek maradványhője még ekkor is jelentős volt. Az elégtelen hőelvezetés miatt nőtt a nyomás a primer körben, aminek következtében kinyílt a nyomáskiegyenlítő tartály lefúvató szelepe. A nyomás csökkenésekor a térfogatkompenzátor lefúvató szelepének vissza kellett volna zárnia. Ez azonban nem következett be, mert a szelepen kivált bórsav ezt megakadályozta. A szelep kézzel is zárható, de az operátorok ezt nem tették meg, viszont mivel nem ismerték fel a csökkenő nyomás okát leállították a nagynyomású üzemzavari zónahűtő rendszert. A reaktortartályban tovább csökkent a nyomás, elkezdett elforni a hűtőközeg, a zóna felső része víz nélkül maradt. A fűtőelemek burkolatának hőmérséklete elérte a 1100 °C-t, a burkolatok felnyíltak és elkezdődött a víz-cirkónium reakció. A felszabaduló hidrogén egy része kijutott a konténmentbe és később egy kisebb robbanás is bekövetkezett.

Mindenképpen fontos kihangsúlyozni, hogy a környezetbe nem jutott ki jelentős mennyiségű radioaktivitás. A csernobili atomerőműben történt baleset, illetve a windscale-i erőműben kiütött grafittűz során kikerült aktivitásnak csupán 40000-ed, illetve 400-ad része volt a baleset következtében a radioaktív kibocsátás.

2.1.2.4.3 A csernobili baleset

A csernobili atomerőműben 4 db nagyteljesítményű vízforraló csatornarendszerű reaktortípus (RBMK) üzemelt. A 4-es reaktoron kísérleteket akartak végezni. A zóna üzemzavari hűtőrendszert már előző nap kiiktatták. 1986. április 26. szombat hajnalban pedig kikapcsolták azt az automatikát is, amelyik a reaktor teljesítmény-sűrűségének egyenletességét szabályozta, valamint a biztonságvédelmi automatikát is, ami a neutronszám gyors növekedése esetén magától leállítaná a reaktort. Ezután kikapcsolták a második turbina generátorát is, hiszen a kísérlet célja az volt, hogy áramkimaradás esetén is biztosítsák a reaktor hűtését. A turbina gőzfelvételének kiesése miatt a hűtővíz hőmérséklete emelkedett, a szabályozórudak automatikusan megindultak lefelé. Így a rudak csatornájában a víz helyét grafit foglalta el, ami a reaktor teljesítményét több százalékkal megnövelte. A pozitív visszacsatolású reaktor hőteljesítménye gyorsan emelkedett. A reaktor szabályozhatatlan lett. A hirtelen túlhevülés miatt fellépő hőtágulás elgörbítette a szabályozórudak fémcsatornáit, így a süllyedő szabályozórudak félúton elakadtak. A hűtővíz egyre nagyobb mennyisége forrt el. A láncreakció az egész reaktorban megszaladt, a fűtőelempálcák felnyíltak. A hűtőközeg csövei eltörttek, a hirtelen fejlődött gőz nyomása gőzrobbanást idézett elő, föltépve a reaktor fedelét. A víz 1100 °C felett hidrogéntermelő reakcióba lépett a cirkónium-ötözettel. A törések miatt a víz érintkezésbe került a grafittal is, ami szintén éghető szén-monoxid és hidrogén gáz fejlődéséhez vezetett. A gyúlékony H₂ és CO a külső levegő oxigénjével érintkezve felrobbant. Ez a második robbanás leso-

dorta az épület tetejét is. A grafit a levegőn meggyulladt, füstje radioaktivitással szennyezte be az épületet, és annak egyre nagyobb környékét. A reaktor belsejében a hőmérséklet elérte a 3000 °C-ot. A hasadási termékek az üzemanyagból az égő grafitba diffundáltak, onnan pedig a levegőbe jutottak: az összes radioaktív nemesgáz, továbbá a mozgékony alkálifém-ionoknak és az illékony jódnak mintegy 20 %-a. A többi radioaktív fémnek 4 %-a jutott ki a környezetbe. A grafitúz 10 napon át égett, ezután sikerült elfojtani. Ezalatt 4 EBq ($4 \cdot 10^{18}$ Bq) aktivitás szabadult ki a légkörbe.

2.1.2.4.4 A tokai-mura-i baleset

1999. szeptember 30-án következett be a tokai-mura-i urán-feldolgozó üzemben Japán első olyan balesete, amelyben szabályozatlan láncreakció jött létre. Tokai város Tokió közelében található, attól északkeletre, megközelítően 120 km-re. Tokai hasonlatosan Japán többi településéhez sűrűn lakott, a telephely kerítésétől alig 100 méterre már lakóházak állnak. Az üzemben atomerőművi és kísérleti reaktorok fűtőelemeinek alapanyagául szolgáló urán-dioxidot gyártanak. A baleset a telephely kísérleti feldolgozó üzemében történt. A baleset idején a kísérleti üzemben kémiai eljárással urán-dioxidot készítettek. A kémiai eljárás egyik fázisában a műveletet végző dolgozók az egyik tartályba közel 16 kg urán tartalmú oldatot öntöttek, amely csaknem hétszer több, mint a megengedett 2,4 kg mennyiség. A tartály alján a kiülepedő csapadékban levő urán és a tartályt körülvevő hűtővíz hatására létrejött a szabályozatlan láncreakció elindulásának feltétele. E feltétel csak addig állt fenn, amíg a maghasadás során felszabaduló energia hatására a rendszer felmelegedett, a tartály aljáról az urán tartalmú csapadék felkeveredett, tehát a láncreakció leállt. Az újra leülepedő csapadék hatására azonban ismét elindult a szabályozatlan láncreakció. Így egy pulzáló láncreakció sorozat jött létre, amely 17 órán keresztül működött. Végül a baleset-elhárításban dolgozók a tartály hűtővizét leengedték, e beavatkozás hatására a láncreakció sorozat megszakadt. A baleset bekövetkezése után a telephelyen és a telephely környezetében jelentősen megnövekedett a sugárzás szintje. A sugárzás forrása elsősorban közvetlenül a hasadás során keletkezett neutronok és az ún. prompt gamma-sugárzás volt. A pulzáló működés sikeres leállítás után a sugárzási szintek is normál értékre csökkentek. A baleset következtében a műveletet végző három dolgozó szenvedett el jelentős sugárterhelést, elsősorban a hasadás során keletkező neutronoktól. A hivatalos jelentések szerint az általuk elszennvedett sugárdózis egyiküknél 17 Sv-et, másikuknál 10 Sv-et, végül a harmadik dolgozónál 3 Sv-et tett ki. A baleset bekövetkezése után és a baleset-elhárítás időszakában a még 46 ember kapott kisebb-nagyobb mértékű sugárterhelést, az üzem 33 dolgozója, három tűzoltó és 10 polgári személy. A megnövekedett sugárzási szintek miatt óvintézkedéseket vezettek be: a kísérleti üzem 350 m-es körzetéből a lakosságot kitelepítették (150 embert), továbbá az üzem 10 km-es övezetében elrendelték a lakosság elzárkózását. Ezen intézkedés megközelítően 310 ezer embert érintett. Következő napon, miután a láncreakció sorozatot leállították, a lakosság elzárkózását feloldották [37, 38].

2.1.2.5 Balesetelhárítás a Paksi Atomerőműben

Az atomerőműben a veszélyhelyzet-kezeléssel kapcsolatos feladatokat a normál irányítási és vezetési rendszerben működő „Balesetelhárítás”, és a veszélyhelyzet bekövetkezése esetére kialakított sajátos irányítási, vezetési mód szerint működő „Balesetelhárítási Szervezet” (BESZ) látja el. A Balesetelhárítás feladata a felkészülés, a BESZ feladata a veszélyhelyzet kezelés. Az un. minősített időszak idején a BESZ tevékenysége az üzemi védelmi feladatok ellátásának megkezdésére a legsürgősebb mentési, helyreállítási munkák elvégzésére, majd a veszélyhelyzet elmúltával a helyreállítás megszervezésére irányul [52].

A BESZ feladata, hogy az együttműködő szervezeteket folyamatosan ellássa információval a telephelyen történt rendkívüli eseményekről, veszélyhelyzetről. Gyors lefolyású zavarokról,

balesetknél a BESZ közvetlenül köteles informálni az együttműködőket, a Nukleáris Védkezési Munkabizottság megalakulásáig. A BESZ felelősségi és veszélyhelyzet elhárítási tevékenységi köre az atomerőmű telephelyén végrehajtandó feladatokra korlátozódik. A BESZ kapacitását meghaladó esetekben külső megsegítő erőket kérhet és a telephelyen a BESZ szervezet irányítja és koordinálja az üzem saját és a külső megsegítő erők tevékenységét.

Baleseti szituációban igen sok fajta feladat és tennivaló koordinálására van szükség. Ezek jelentős része azonban az erőmű területére korlátozódik (primer és szekunder körű rendszerek stabilitásának helyreállítása, ill. fenntartása). Az erőművön kívüli feladatai elsősorban a környezet radiológiai állapotának értékelésére (mérések, számítások) és az ott élő lakosság sugárvédelmének elősegítésére vonatkoznak (védőintézkedések ajánlása, külső szervezetek riasztása, tájékoztatása) [53].

2.2. A 2. blokki üzemzavar

2.2.1. Bevezetés

A Paksi Atomerőmű 2. blokki 1. számú aknában, 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 hasadvány termékek még mindig jelentős hőmennyiséget termeltek. A tisztító berendezés 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 [54].

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

2.2.2. Az üzemzavar előzményei

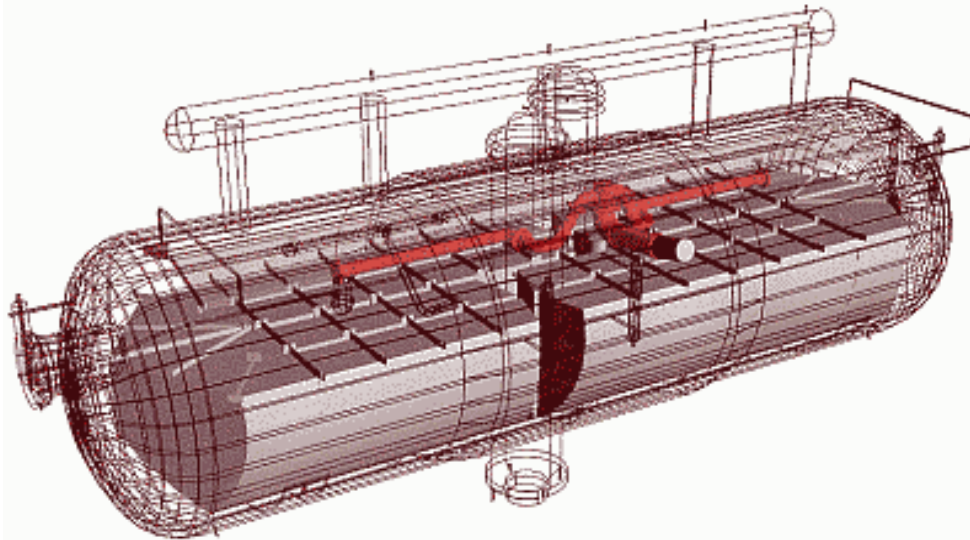
Az üzemanyag tisztítás alapvető okaként ismert lerakódások először 1996-ban jelentkeztek a 2. blokkon és ez a jelenség 1998-ban a kampány közepén teljes zónacserére vezetett.

2000-ben a lerakódások ismét jelentkeztek, majd 2002-ben a 3. blokkon ez olyan mértéket öltött, hogy 2003. február elején a blokkot le kellett állítani és teljes töltetcserét kellett végrehajtani. A visszaindult blokkon hibás kazetta-berakás következtében hamarosan zónaszimmetria jött létre, ami csak csökkentett teljesítményű üzemeltetést tett lehetővé. Ezeket az eseményeket követte a 2. blokki üzemzavar.

A lerakódásokkal kapcsolatban megállapításra került, hogy a magnetit-kiválás összefüggésben van a korábban az 1., 2. és 3. blokkokon végzett dekontaminálásokkal. Ezen dekontaminálások végrehajtását az ezekkel szemben szükségessé, hogy a gőzfejlesztők tápvíz-elosztó kollektorainak cseréje rövid időn belül vált sürgetővé.

A Paksi Atomerőműben főjavítások során a személyzet dózisterhelésének jelentős hányada a gőzfejlesztők karbantartásából származik. A dóziscsökkentésre több módszert is használnak párhuzamosan. Ezek közül a leghatékonyabb a radioizotópokkal szennyezett felületek vegyszeres tisztítása (dekontaminálás), viszont az alkalmazása ellen is igen komoly érvek szólnak:

Egyrészt, az agresszív vegyszeres dekontaminálással a gőzfejlesztők hőátadó csöveinek felületei is károsodnak és nincs tökéletes technológia e felületek stabilizálására, másrészt a dekontaminálás és a keletkező hulladék kezelésének magas költségei voltak. Az elvégzett költség-haszon elemzés azonban megmutatta a dózismegtakarítás gazdasági hasznát is. Akkoriban az atomerőműben ez egyike volt az első differenciális költség-haszon elemzéssel elvégzett ALARA elemzésnek, csupán egyetlen dolgot nem vett figyelembe, nem szabad a gőzfejlesztő dekontaminálásokat egyszerre több gőzfejlesztőn is elvégezni.



2.2. ábra Gőzfejlesztő tápvízkelektorkeserék

A dekontaminálással nem csak a radioaktív anyagokat távolították a felületekről, hanem a felületeken kialakult magnetit réteg is megbomlott, ami ugyan igen minimális volt, így szerkezeti problémákat természetesen nem okozott, de a távozó korróziós anyagok vándorlása a gőzfejlesztőkből a reaktor zónája felé elkerülhetetlen. Konzolidált viszonyok között ezt a primerköri hőhordozó szűrése és a tervszerű üzemanyag-csere képes kompenzálni [85]. A többször végrehajtott gőzfejlesztő dekontaminálás azonban a magnetit keletkezését ugrás-szerűen megnövelte. Ennek következtében a Fe_3O_4 keletkezés-eltávolítás egyensúlya felborult, a magnetit-lerakódás a primer kör legmelegebb pontjain, az aktív zónában üzemelő üzemanyag kazettákban fokozatosan nőtt, a hűtőközeg forgalma pedig csökkent. Emiatt a blokkok teljesítményét is csökkenteni kellett, majd a 3. blokkon teljes töltetcsere végrehajtása vált szükségessé. Az erőmű a lerakódási problémák kiküszöbölésére a gőzfejlesztők dekontaminálását beszüntette. Figyelembe véve, hogy az adott blokkon használt munkakazetták és szabályozó kazetták a legtöbb esetben még nem égtek ki a kívánt mértékben, döntés született a kazetták lerakódásának mosás útján történő eltávolításáról az 1-3. blokkok főjavításra történő leállításánál azzal a céllal, hogy a tisztítás után újra visszahelyezik őket az aktív zónában nominális teljesítményen történő üzemeltetés feltételei között.

2000-ben és 2001-ben a PA Rt. a 2. blokk reaktorából korábban kirakott 170 db részben kiégett és pihentetett kazettát sikeresen megtisztított a Siemens KWU szabadalmaztatott és referenciákkal rendelkező, egyszerre hét kazettát kezelő technológiájával. A PA Rt. 2002. novemberében megbízást adott a Siemens KWU jogutódjának, a francia-német FRAMATOM ANP (FANP) cégnek egy 30 db kazetta befogadására alkalmas tisztítótartály gyártására és a tisztítási technológia kidolgozására. Ezzel az új technológiával kezdte meg a FANP 2003. márciusában a kazetták tisztítását.

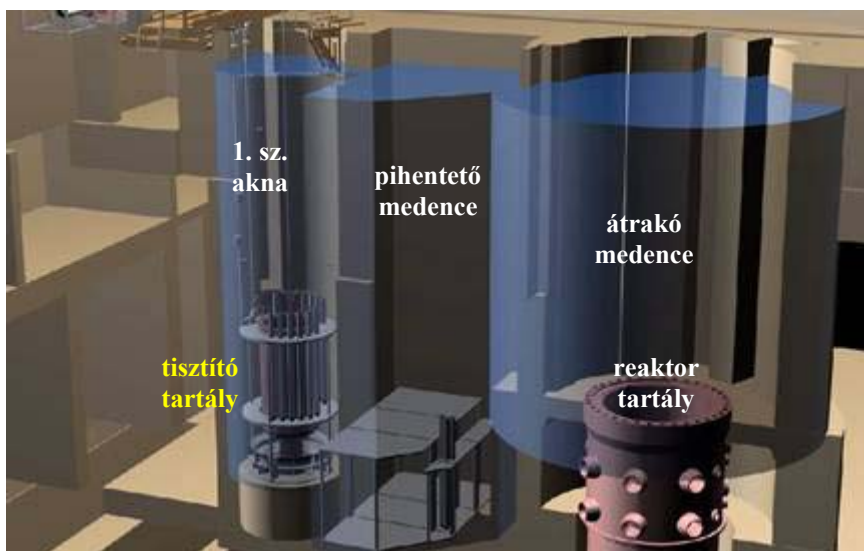
A tisztítási technológia alapeleme az 1. aknában elhelyezett tisztítótartály volt. A tartályban elhelyezett kazetták mosása speciális oldat segítségével történt. Az oldatot bemenő csövezeték segítségével a tartály alsó tartólemez alá adták be, ahonnan az oldat a tisztítandó kazetták-

ba került. Az oldat a kazettákból kilépve a kazetták közötti térbe jutott és az alsó tartólemez feletti csővezetéken keresztül távozott a tartályból. A tisztítás végén a speciális oldat eltávolításra került és a tisztítótartály ideiglenes hűtése az 1. akna hőhordozójával történt, a hőhordozó tartályba történő beadását bűvárszivattyú biztosította, a kazetták kirakásáig.

2.2.3. Az üzemzavar bekövetkezése

A Paksi Atomerőműben minden reaktorhoz három vízzel feltölthető akna tartozik [54, 86]. A legnagyobb a reaktortartály feletti úgynevezett átrakó medence, a reaktorzóna átrakására szolgál, a másodikban (a pihentető medencében) a reaktorból kirakott kiégett fűtőelemeket tárolják 3-5 évig, míg a maradék hőtermelésük és a radioaktivitásuk lecsökken olyan mértékig, hogy kiszállíthatóak legyenek az erőműből. A legkisebb (az ún. 1. számú akna) a kazetták ki- és beszállítására, valamint karbantartási műveletek végrehajtására szolgál. Ebben az aknában helyezték el a fűtőelem tisztító berendezés tisztító tartályát is (lásd 2.3. ábra).

Maga a tisztítótartály, egy kettős falú rozsdamentes acéltartály, amely egyszerre 30 db fűtőelem kazetta befogadására alkalmas. A tartályon belül a felső tartólemez rácsosztása meggyezik a pihentető medencében elhelyezett tároló polcok kialakításával (elrendezés, kazetták laptávolsága). Az alsó tartólemez egyaránt alkalmas az eltérő lábméretű munka és szabályzó kazetták azonos pozícióban belüli befogadására.



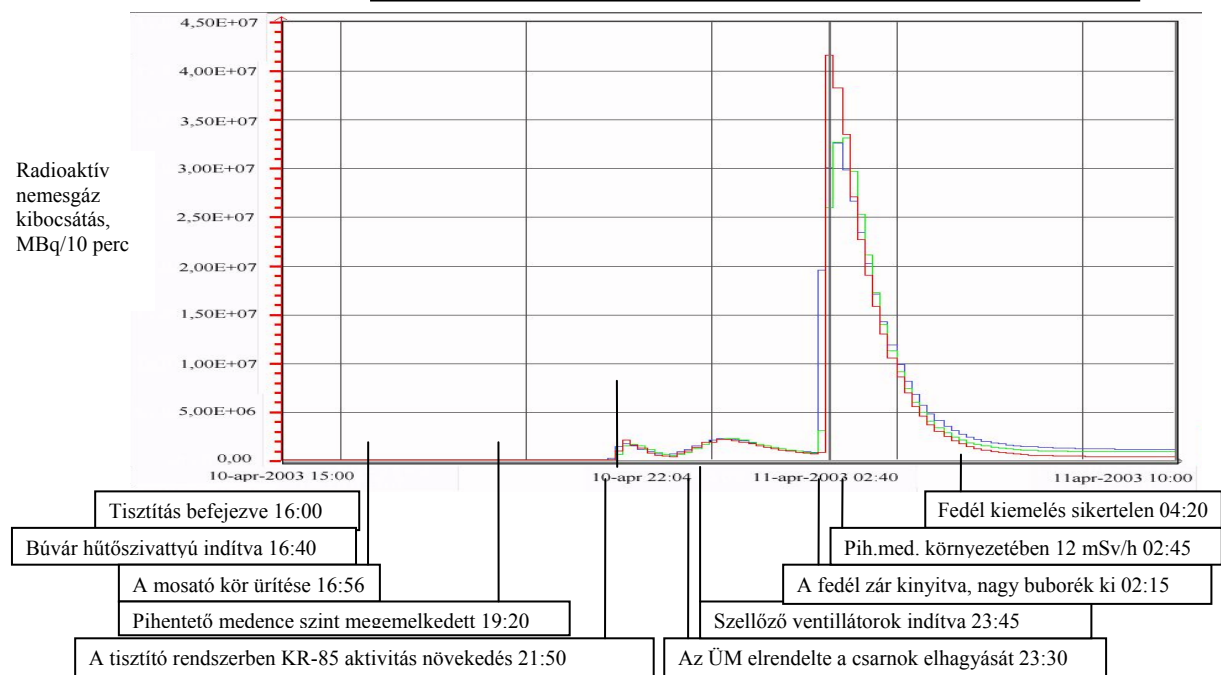
2.3. ábra A reaktor és a hozzá kapcsolódó aknák térbeli helyezkedése

2003. április 10-én a 2. blokk az évi, tervezett főjavítás alatt állt. A reaktor belső elemeinek tisztítása volt folyamatban, emellett az ún. 1. sz. aknában a FANP cég által gyártott és szállított speciális tisztítótartályban 30 frissen kiégett fűtőelem kazetta magnetit lerakódástól való tisztítását végezték a cég saját szakemberei. Az üzemanyag kazetták tisztítási programja 16 órára befejeződött, ez után a konténer hűtött állapotban tartását a FANP dolgozói bűvárszivattyús keringtetéssel folyamatosan végezték. 21:50-kor a tisztítókörön elhelyezett kripton (^{85}Kr) mérőjén az ott dolgozók a beütésszám ugrásszerű megnövekedését észlelték. A következő percekben a reaktorcsarnokban a nemesgáz-aktivitás koncentráció mérések „vész”-szintet értek el, majd a szellőzőkémény üzemi sugárvédelmi kibocsátás-ellenőrző rendszerei a nemesgáz-kibocsátás hirtelen növekedését jelezték. Az ügyeletes mérnök elrendelte a reaktorcsarnokban folyó munkák felfüggesztését, illetve a terület elhagyását.

A tisztítókonténer fedelének hidraulikus zárószervezetét 02:15-kor a FANP oldotta. Közvetlenül ez után a sugárvédelmi ellenőrző rendszerek ugrásszerű aktivitás-növekedést jeleztek,

egyszersmind az 1. sz. aknával összenyitott pihentető-medence vízszintjének mintegy 7 cm-es csökkenését észlelték. A tisztítótartály fedelének levételi kísérlete során a speciális háromágú fedélemelő kötél egyik ága elszakadt, így a levétel sikertelen volt. Csak április 16-án, a fedél leemelését követő vizuális – video-kamerás – ellenőrzés során derült ki, hogy a valamennyi kazetta súlyosan megsérült. A sérülést a bűvárszivattyús keringtetéssel végzett hűtés elégtelensége, a kazetták felhevülése, majd a fedélemelő megemelésekor a hideg víz bezúdulásakor a hősokk által kiváltott roncsolás okozta. A lezajlott folyamatok következtében nagy mennyiségű radioaktív izotóp került az akna vizébe, s ezek egy része – elsősorban radioaktív nemesgázok, elemi, szerves és aeroszol formájú jód-izotópok, de egyéb hasadási termék is – átjutva a vízrétegen a reaktorcsarnok légterébe, s onnan a szellőzőrendszereken, a szellőzőkéményen keresztül a környezetbe jutottak.

2.4. ábra Események az üzemzavar során



A fűtőelemek viselkedését az üzemzavar során időben három fázisra lehet osztani [55]:

1. Kezdeti hőmérséklet emelkedés

A hűtővíz elforrása után, a hőelvitel romlása miatt elkezdett emelkedni a fűtőelemek hőmérséklete. 800-900 °C elérésekor a fűtőelemek belső nyomása 30-40 bar-ra emelkedhetett, ami elegendő a cirkónium burkolat felfúvódásához és sérüléséhez is. Ez a folyamat az üzemzavar első 2-3 óráját jellemezte, az első fűtőelem-sérülések időpontja jól egyezik ezzel az értékkel.

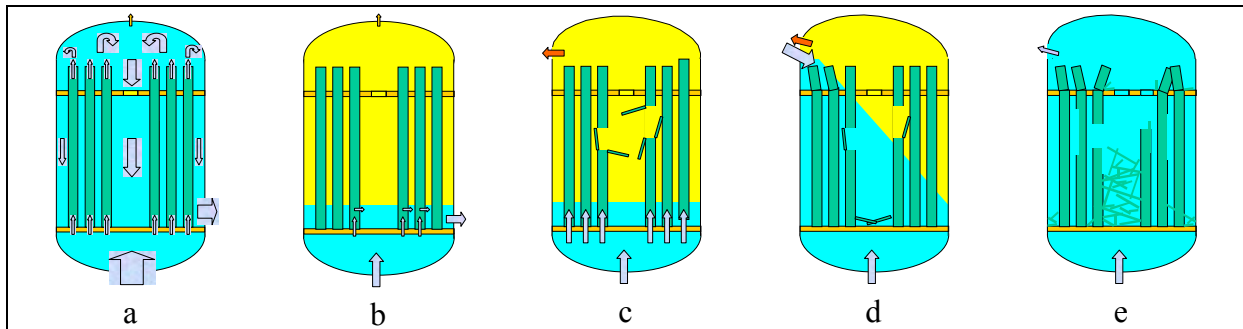
2. Magas hőmérsékletű oxidáció

A fűtőelemek hőmérsékletei a továbbiakban nem növekedtek az első fázishoz hasonló sebességgel, hanem valószínűleg stabilizálódtak és beállt egy egyensúly a maradványhő, a cirkónium oxidációjából származó hő és a hőveszteségek között. A legnagyobb hőmérséklet kb. 1200 °C-ot ért el. A 4-5 órás oxidáció ezen a hőmérsékleten a cirkónium felületek nagymértékű oxidációjához és hidridizációjához vezetett.

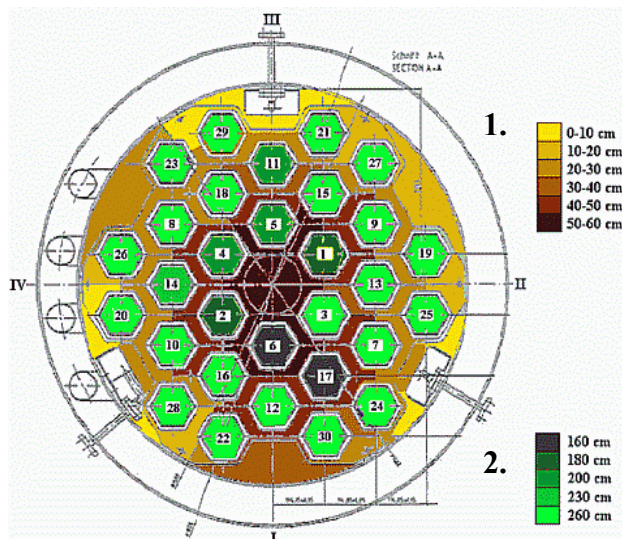
3. Elárasztás

A fűtőelemek drasztikus sérülése valószínűleg ebben a szakaszban jött létre a mechanikai és hőfeszültségek hatására. A hideg hűtővíz beáramlása alulról – a szivattyú keresztül – és felülről – a fedél és a tartály közötti résen át – egyaránt hozzájárulhatott a sérült kötegek lehűtéséhez. Valószínű, hogy a hidraulikus zárok oldása után a fedél és a tartály közötti résen először gázhalmazállapotú hűtőközeg távozott, és ezzel egyidőben alulról hideg hűtővíz került a ka-

zettákba. A hidegvíz a forró felülettel érintkezve a kazettákon belül hirtelen elforr, és ez okozhatta a kazetta falak ledobódását, a fűtőelemek egy részének szétszóródását és a kazetták felemelkedését is. Az intenzíven fejlődő gőz átmenetileg nagy nyomása tovább nyitotta a fedél alatti rést, ezután kezdődhetett a felső elárasztás, valószínűleg ez jelentette a nagyobb vízmennyiséget. A több tonna hidegvíz hirtelen beáramlása olyan mechanikai és hőfeszültségeket jelentett, ami a fűtőelem-kazetták végső tönkremenetelét idézte elő (lásd 2.5. ábra) [39, 44].



2.5. ábra Az üzemzavar fő lépéseinek bemutatása (a: tisztítási üzemmód, b: átmeneti hűtés by-pass kialakulásával mintegy 7 óra időtartamig, c: a tartályfedél felnyitása és hidegvíz beáramlása alulról, d: hidegvíz beáramlása felülről, e: stabil végállapot)



2.6. ábra Az üzemanyag sérülés mértéke és a kihullott törmelék elhelyezkedése

1. Törmelék rétegződése és felületi kiterjedése az alsó lemezen
2. Kazetták axiális irányú „ép-sége” alsó lemezhez viszonyítva

A tisztító tartályban végzett vizsgálatok (videó felvételek) feldolgozása alapján megállapítható, hogy mind a 30 db üzemanyag kazetta strukturálisan erőteljesen roncsolódott. Az üzemi szállítási technológiával (víz alatti emelés a fűtőelem fej megfogásával) történő eltávolításuk nem lehetséges, sőt további darabolásuk látszik szükségesnek.

A felső tartólemez feletti térben a kazetta fejek többsége jelentősen deformálódott, helyenként eltörött. A felső tartólemezen kiszóródott üzemanyag pálca darabok, az azokból kihullott pasztillák és szerkezeti anyag töredékek találhatóak. A felső tartólemez alatt egyes pozíciókban kazetta burkolat folytonossági hiány tapasztalható.

Az alsó tartólemezen - a magas hőmérsékleten, oxidációs és anyagszerkezeti (ridegedés) folyamatok és mechanikai hatások következtében - a levált burkolat és a kihullott, töredezett üzemanyag darabok kb. 5-60 cm magasan, 324 liternyi térfogatot képező, ferde csonka kúp formában helyezkednek el.

2.2.4. Az 1. számú akna stabilizálása

Az üzemanyag sérülés bekövetkeztekor, első számú szempont az esetleges környezeti hatások minimalizálása, további belső - külső terhelések elkerülése, minimalizálása volt. A beépített rendszerek működtetésén túlmenően a helyzetet folyamatosan értékelve az alábbi intézkedések történtek az állapot stabilizálása érdekében:

A struktúra megbízható szubkritikusságának biztosításához többlépcsős eljárással a hűtőközeg bórsav koncentráció 20 g/kg értékre történő növelése,

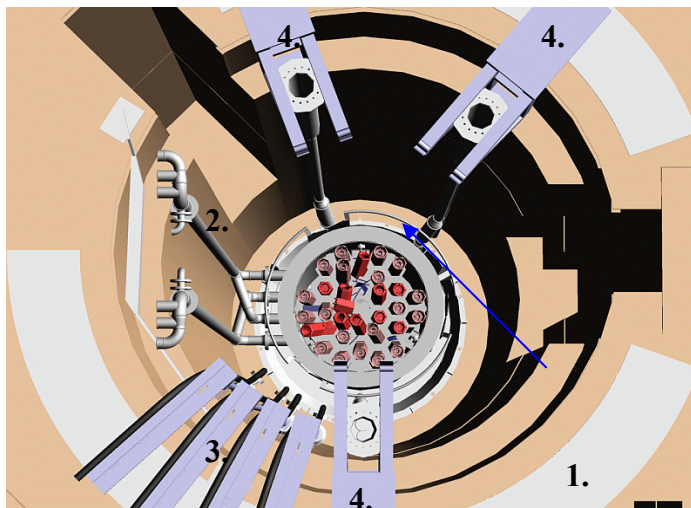
Az 1. aknából származó dózisteljesítmények csökkentésére, a radionuklidok (I^{131} , Cs^{137}) megkötéséhez szükséges hidrazin adagolással,

A gáznemű anyagok reaktorcsarnokba való kijutásának megakadályozása az 1. akna fölé helyezett fóliásátorral és helyi mobil légelszívás kiépítésével.

A tisztító technológia hiányosságainak megszüntetésére azonnal történt intézkedés, elsőként a megfelelő hűtés érdekében az eredeti hűtőkapacitás többszörözése.

Kiépültek a blokkvezénylőből történő folyamatos ellenőrzéshez szükséges mérések, 3 db egymástól független neutron fluxus mérés, 3x3 db hőmérsékletmérés a térbeli eloszlás ellenőrzésére, aknavízszint mérés, jelzés.

A vízvegyészeti állapot ellenőrzése érdekében megszervezésre került a 4 óránkénti mintavételezés.



2.7. ábra Tisztítótartály a sérült üzemanyaggal

1. Tisztítótartály az 1. aknában
2. Tisztítótartály eredeti hűtő vezetékai
3. Kiegészítő hűtések tartó konzoljai a pódiumon
4. Neutron fluxus mérések, axiális hőmérőkkel kiegészítve

A konkrét műszaki intézkedésekkel egyidejűleg a társaság vezetése az első napokban felállította a Helyreállítási Projektet (HP). A projekt feladatai:

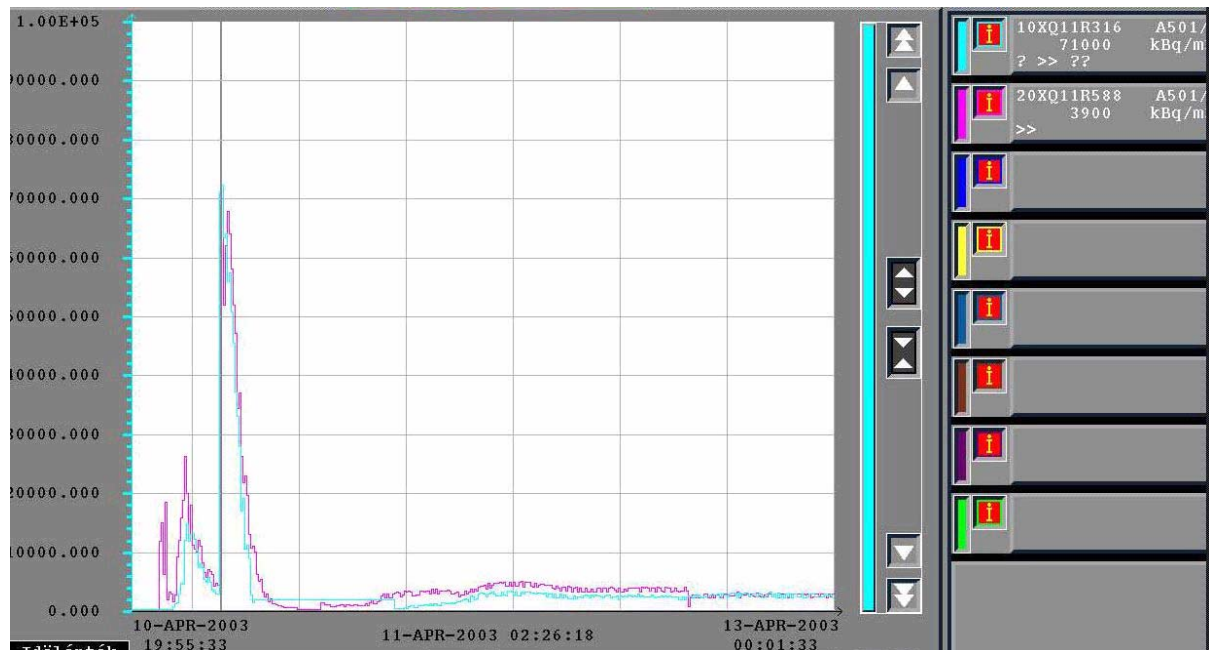
- A helyzet felmérése, stabilizálása,
- A sérült üzemanyag eltávolítás technológiájának műszaki és biztonság feltételeinek kidolgozása, engedélyeztetése,
- Helyreállítási munka végrehajtásának szervezése, ellenőrzése, irányítása.
- Az elhárítási, helyreállítási munkák koordinációja, ellenőrzése kétszintű értékelő, döntéshozó operatív, valamint irányítási értekezleti rend bevezetését igényelte.

Tekintettel arra, hogy főjavítás alatt történt a tisztító berendezés súlyos üzemzavara, a helyzet konszolidálása mellett gondoskodni kellett a főjavítási munkák befejezéséről, majd a 2. blokk időben tartóan elhúzódó állása miatt a berendezések konzerválásáról is.

A konzerválási tevékenység lényege, hogy a tartósan nem üzemelő berendezések korróziós állapotromlását megakadályozza. Ennek megvalósítása szerkezeti anyagminőségtől függően, a környezeti viszonyokat is figyelembe véve, vegyi úton történő passziválással, illetve teljes kiszáritással történik [56].

2.2.5. Sugárvédelmi eredmények az üzemzavar során

Az üzemzavar bekövetkezésére a 2. blokki reaktorpódiumon elhelyezett on-line nemesgáz aktivitás-koncentráció mérő vészszint jelzése hívta fel a figyelmet, amit az 1. számú aknából kijutó radioaktív nemesgázok okoztak (2.8. ábra). Az ábrán a Dozimetriai Információs Rendszeren megjelenő adatsor trendje látható.



2.8. ábra A levegő nemesgáz aktivitás-koncentrációjának változása (kBq/m³) az üzemzavar során a reaktorpódiumon

A reaktorcsarnokba kikerült nemesgázok a 20TN13 szellőző rendszeren keresztül a kéménybe jutottak, majd kibocsátásra kerültek. A kibocsátás-ellenőrző KALINA rendszer nemesgáz monitora által mért értékek a 2.4. ábrán láthatók.

2.2.5.1 Az üzemzavar elhárítási munkák személyi dozimetriai adatai

Az április 10. és május 10. közötti időszak alatt az üzemzavar elhárítással kapcsolatos munkák kollektív dózisa 166,8 személy*mSv volt. A dozimetriai engedélyek alapján 461 darab dozimetriai engedélyen 1882 darab elektronikus dozimétert adtunk ki.

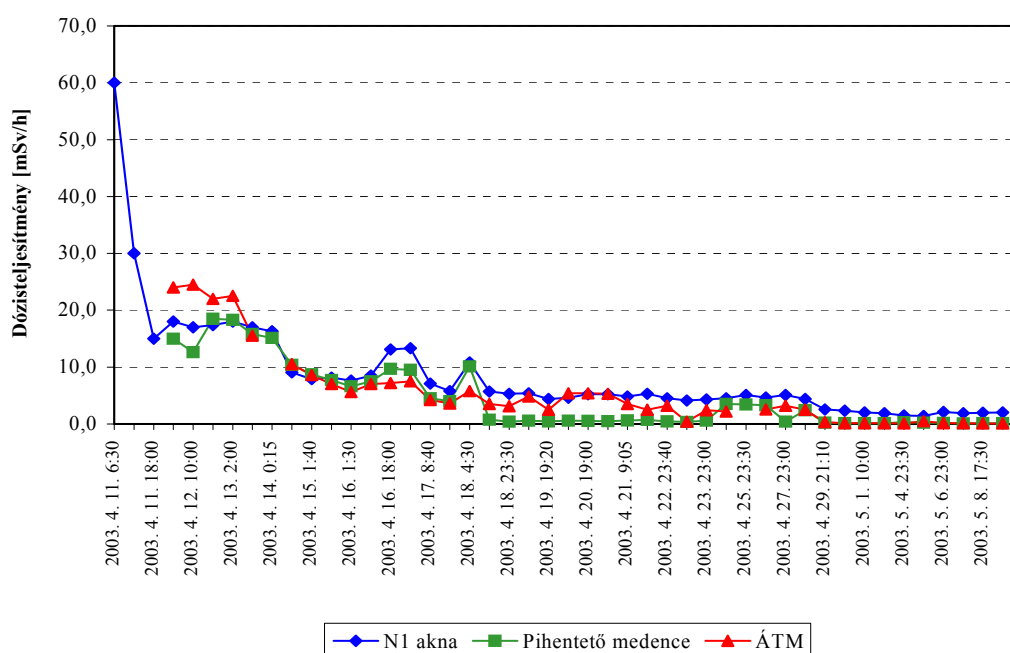
Az üzemzavar kialakulásától kezdődően a reaktor csarnokban és az azon keresztül megközelíthető helyiségekben kizárólag dozimetriai engedéllyel lehetett tartózkodni és munkát végezni. Ezen időszak alatt, a szokásos kiegészítő védőeszközök (gumikesztyű, cipővédő) mellett tyvek védőruhát, kámzsát és frisslevegős önmentő készüléket kellett használni. A dozimetriai helyzet javulásával együtt egy idő múlva teljes álarcra, majd csak félálarcra volt szükség, valamint a tyvek ruhát sem kellett használni. Áprilistól elég volt a normál szűrőtípusú légzészvédő (lepesztok), majd végül a reaktorcsarnok teljes takarítása után már arra sem volt szükség. A helyzet normalizálódása után már csak a reaktorpódiumra történő fellépéskor volt szükség dozimetriai engedélyre. Az egy alkalommal kapott maximális sugárterhelés 2,016 mSv, az összesített egyéni maximum pedig 4,375 mSv volt. A belső sugárterhelésre vonatkozó kivizsgálási szintet (0,10 mSv egésztest dózis) 4 fő érte el az áprilisi üzemzavarhoz kapcsolódó munkák során.

Az üzemzavari eseményekből származó legmagasabb belső sugárterhelés 0,55 mSv volt, amit döntően a jódizotópok inhalációja okozott (0,54 mSv). A másik három dolgozó belső sugárterhelése: 0,20 mSv, 0,18 mSv és 0,14 mSv, ami szintén I-131-től származott.

2.2.5.2 Dózisteljesítmény mérése a tisztítótartályban és az 1. sz. akna környékén

Az üzemzavart követően elsődleges feladat volt sugárzási helyzet felmérése a személyzet védelmének biztosítása és az elhárító intézkedések tervezése céljából. Ezért az események bekövetkezése után rendszeresen végeztünk dózisteljesítmény, illetve felületi szennyezettség ellenőrzésére szolgáló méréseket.

A reaktorpódiumon az 1. sz. akna, a pihentető medence és az ÁTM környezetében történtek rendszeresen ellenőrző mérések. A 2.9. ábrán nyomon követhető az akna, illetve medencék felett, közepén mellmagasságban mérhető gamma-dózisteljesítmény trend változása.



2.9. ábra A reaktorpódiumon mért dózisteljesítmények

Az üzemzavart követően az 1. sz. akna vizében a különböző nuklidok aktivitás-koncentrációi gyorsan változtak a különböző fizikai-kémiai hatások eredményeképpen.

Az első napokban a jódizotópok aktivitásainak volt a legnagyobb hatása, ezért javasoltuk az elemi jód ionos formájúvá redukálását, annak mielőbbi kivonhatósága érdekében. Ennek eredményeképpen a dózisteljesítmények is jelentősen csökkentek az akna környezetében. Ezzel egyidőben megvalósult az ebben az időszakban elsődleges feladatnak számító jódkibocsátás csökkentése is, amit nagyrészt az akna vizéből a csarnok levegőjébe (majd onnét a környezetbe is) kijutó jódizotópok okoztak.

Később a ^{140}Ba és ^{140}La sugárzása lett a leglényegesebb. A kationszűrők bekapcsolásával azonban jelentősen csökkent a Ba-, La-, és Cs-izotópok aktivitás-koncentrációja.

2.2.5.3 Felületi szennyezettségek

A vizsgált időszakban több mérést is végeztünk az I. kiépítésen. A reaktorcsarnokban mért felületi szennyezettség értékek maximumai a 2.2. táblázatban találhatóak:

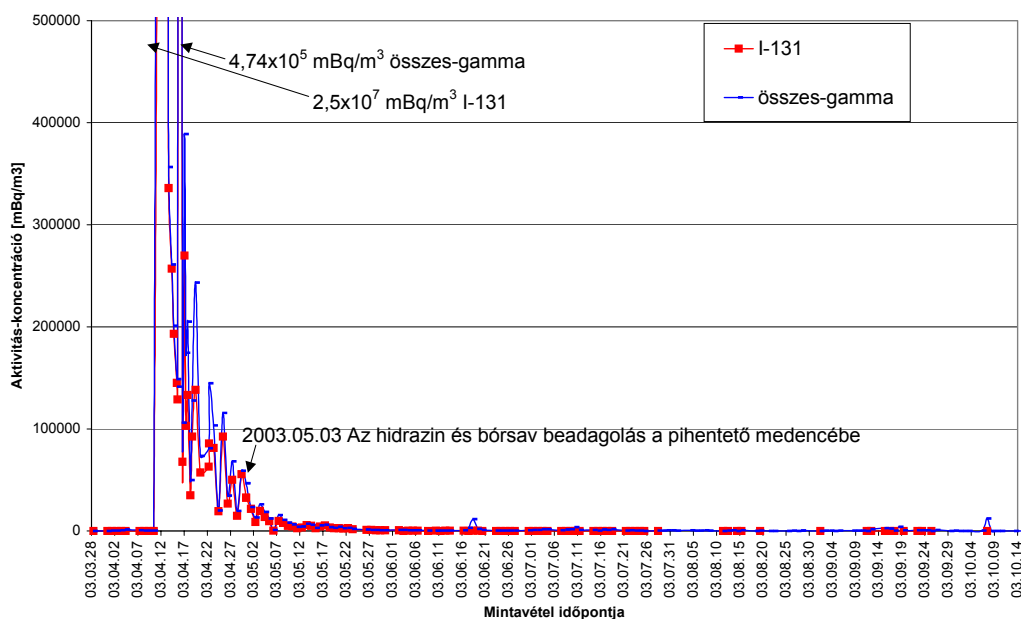
2.2. táblázat Reaktorcsarnokban mért maximális felületi szennyezettség értékek

Dátum	Mintavétel helye	Maximális felületi szennyezettség [Bq/cm ²]	
2003.04.11	Reaktor pódium	47,41	béta
2003.04.11	Csarnok	25,23	béta
2003.04.17	Reaktor pódium	0,069	alfa
2003.04.24	Reaktor pódium	169,25	béta
2003.04.24	Csarnok	41,54	béta
2003.04.29	Csarnok	43,68	béta
2003.05.02	Darupálya	11,25	béta
2003.05.08	Atrakógép fülke (2. pódium)	40,87	béta

2.2.5.4 A reaktorcsarnoki levegő radioaktív szennyezettsége

A dolgozók belső sugárterhelésének megelőzése érdekében folyamatosan ellenőriztük a reaktorcsarnok levegőjében kialakuló aktivitás-koncentrációt.

A reaktorcsarnokban végzett mérésekből megállapítható, hogy a főjavítás alatt a radioaeroszolok és a radioaktív jód izotópok aktivitás-koncentrációja az üzemzavari események hatására átmenetileg akkora értéket vett fel, hogy a reaktorcsarnokban a kritikus időszakban csak frisslevegős készülékkel, később szűrő típusú légzésvédővel lehetett munkát végezni. Az is megállapítható, hogy az összes-gamma értékek meghatározó részét a I-131 izotóp tette ki az üzemzavar kezdeti időszakában. A későbbiekben a hasadvány termékek mennyiségének csökkenése mellett a korróziós termékek mennyiségének növekedése volt jellemző, amit a 2. blokki munkálatok, valamint az 1. blokki karbantartás okozott.

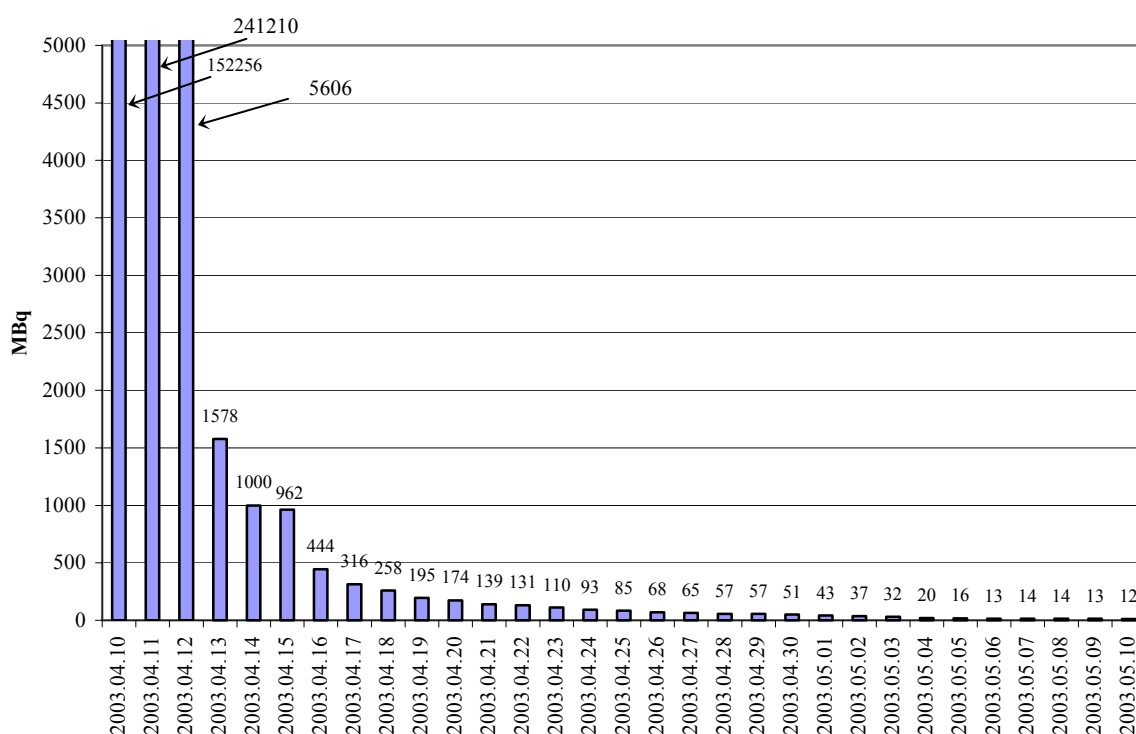


2.10. ábra I-131 és összes-gamma aktivitás-koncentrációk a reaktorcsarnok levegőjében

2.2.5.5 Radioaktív anyagok kibocsátása

2.2.5.5.1 Légtörri kibocsátás

Az április 10 – május 10. közötti időszakban a légtörbe kibocsátott aktivitások összesítve, a hatóságilag szabályozott komponensekre a 2.3. táblázatban láthatók, részletesen a [43] hivatkozásban szerepelnek. Az értékek a hatóság által jóváhagyott üzemi mérési eredmények, a sugárterhelés becsléséhez ezek kerültek felhasználásra. A kibocsátásokra jellemző, hogy azok többnyire hasadvány termékek és a kibocsátások 99 %-a az első 24 órában történt. A radiojód kibocsátás ^{131}I egyenértéke az összes radiojód forma (aeroszol, elemi és szerves) és az összes jódizotóp figyelembe vételével lett meghatározva a legnagyobb aktivitású mintavételi ág mérési adataiból (2.11. ábra).



2.11. ábra A radioaktív jódkibocsátás ^{131}I -egyenértékben

2.3. táblázat Az üzemzavari (2003.04.10-05.10.) légtörri kibocsátások

	Mérték- egység	Nemesgáz	Aeroszol ($T_{1/2} > 24\text{h}$)	^{131}I egyen- érték	$^{89,90}\text{Sr}$
Kibocsátás 04.10-05.10.	Bq	4,67E+14	6,58E+09	4,05E+11	6,79E+06
Napi kibocsátás 30 nap átlagára vonatkoztatva	Bq/nap	1,56E+13	2,19E+08	1,35E+10	2,26E+05
Normál üzemi korlát	Bq/nap	1,78E+13	1,03E+09	1,03E+09	5,24E+04
Korlát kihasználás	%	87,5	21,3	1312	432

Összefoglalva elmondható a légtörri kibocsátásokról, hogy a radiojódokat és a radiostroncium kibocsátásokat tekintve 13-szoros, illetve 4,3-szoros korlát túllépés történt, a radioaktív ne-

mesgázok esetében 87,5 %-os és a radioaktív aeroszolok esetében 21,3 %-os volt a korlát kihasználás az üzemzavar időszakát tekintve.

2.2.5.5.2 *Folyékony kibocsátás*

Az atomerőmű az üzemzavari időszakban az ellenőrző tartályokból 3812 m³ vizet bocsátott a Dunába. Az összes-béta mérések szerint a hasadási és a korróziós termékek aktivitása 1:3,4 arányban oszlik meg a mérleg feletti (TM-jelű) és a kommunális és mosodai eredetű vizek (XZ-jelű) között. A TM:XZ térfogatok aránya 1,4:1. Az XZ tartálypark esetén a 2. blokki 1. akna környezetében végzett munka során kontaminálódott ruházat tisztítása során keletkezett mosodai szennyvíz okozta a növekményt.

A üzemzavar időszakában a hatóságilag elfogadott kibocsátási értékek a 2.4. táblázatban találhatóak. A szokásos főjavítások alatt megnövekedett korróziós termékek mellett jelentősek az üzemzavart jellemző hasadvány termékek is.

2.4. táblázat A tartálmérések alapján meghatározott izotópszelektív kibocsátások

Komponens	Kibocsátás [MBq]	Komponens	Kibocsátás [MBq]
H-3	9,9x10 ⁵	Rh-103	0,03
Cr-51	126	Ag-110m	1,43
Mn-54	39,2	I-131	65,2
Co-58	35,7	Cs-134	16,3
Fe-59	6,88	Cs-136	1,41
Co-60	56,3	Cs-137	17,6
Sr-90	1,52	Ba-140	16,9
Nb-95	6,28	La-140	21,7
Zr-95	2,50	Ce-141	0,15

A hatóságilag szabályozott komponensekre az üzemzavari időszakra (2003.04.07-05.11.) elfogadott kibocsátások és az időarányos korlát kihasználások az 2.5. táblázatban szerepelnek.

2.5. táblázat A hatóság által elfogadott folyékony kibocsátások az üzemzavar alatt

		Összes-béta	Trícium	⁹⁰ Sr	Alfa*
Kibocsátás 04.07. - 05.11.	Bq	1,74E+08	9,90E+11	1,52E+06	KHA
Normál üzemi korlát	Bq/időszak	7,10E+08	1,44E+12	7,10E+06	-
Korlát kihasználás	%	24,5	68,8	21,4	-

Megjegyzés: * A KHA érték az ellenőrző tartályokban a 0,011 Bq/dm³ aktivitás-koncentráció.

A folyékony kibocsátásokra éves korlátok vonatkoznak, így az üzemzavar időszakára vonatkoztatott időarányos korlát kihasználások alacsony értéken maradtak, csak az összes-béta és ⁹⁰Sr kibocsátásokban volt érzékelhető kisebb emelkedés.

2.2.5.6 *Meteorológiai adatok és terjedési számítások*

A sérült fűtőelemekből az atmoszférába jutott radioaktív szennyezők környezeti mozgását és a lakossági dózisok meghatározására a BALDOS nevű szoftvert használtuk. A 2.6. táblázatban az üzemzavari légköri kibocsátásokból származó gyerekekre és felnőttekre számított lekötött effektív lakossági dózisok szerepelnek a környező településekre vonatkoztatva. A lakossági dózisok jelentős része a nemesgáz kibocsátásból, illetve annak inhalációjából származik, a

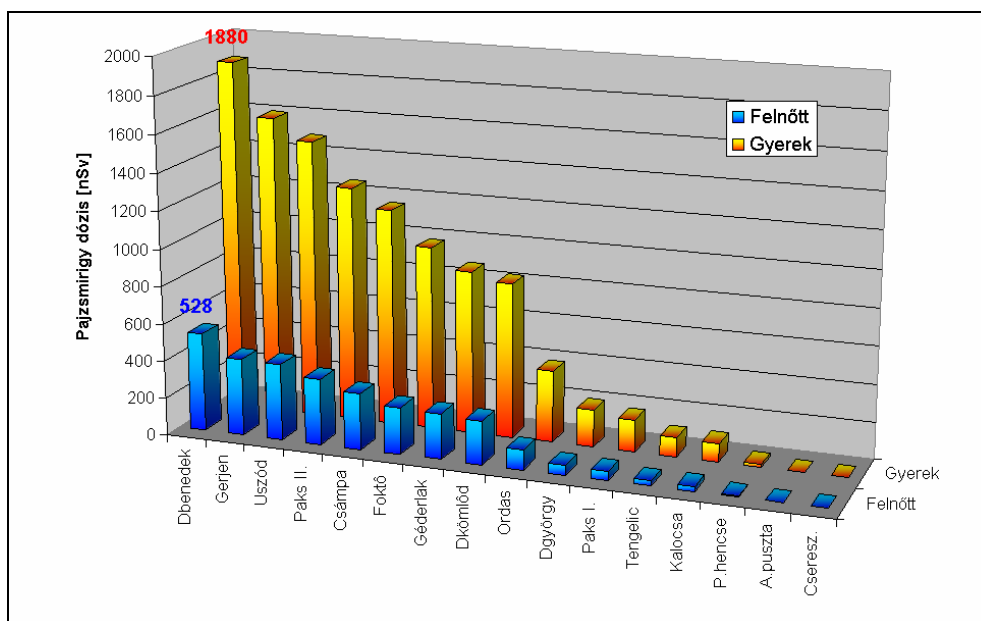
közeli településeken különösen jelentős hatása volt még a különböző jódizotópoknak is. Az erőtől való távolság növekedésével a dózisok is csökkennek, és az aeroszolok dóziszjáruléka tovább csökken a felhőből történő kihullásuk miatt. Távolabb már csak a hosszú felezési idejű nuklidok hatása mutatkozik, amelyek kis aktivitásuk ellenére, még évekig hozzájárulnak némileg a lakosság dóziszjárulékához, így a lekötött dózisuk nagyobb.

A legnagyobb lakossági dózisokat Paks déli részére számítottuk (gyerekekre 126 nSv), ami a legnagyobb kibocsátás időszakában uralkodó meteorológiai viszonyokból következik. Ebben az időszakban ugyanis többnyire éppen Paks irányába fúj a szél.

2.6. táblázat Az üzemzavari légköri kibocsátásokból származó gyerekekre és felnőttekre számított lekötött effektív lakossági dózisok

Település	Lekötött effektív dózis [nSv]	
	Felnőtt	Gyerek
Paks II.	104.00	126.00
Dunabenedek	56.90	115.00
Gerjen	42.60	94.50
Csámpa	43.80	86.60
Uszód	38.80	86.40
Dunakömlőd	52.60	71.70
Foktő	25.90	57.50
Géderlak	27.50	54.20
Paks I.	26.80	26.40
Dunaszentgyörgy	6.36	13.50
Kalocsa	2.61	5.76

A 2.12. ábrán a gyerekekre és felnőttekre számított pajzsmirigy dózisok összevetése látható a környező településekre vonatkoztatva. A pajzsmirigy dózisoknál a nagyobb különbség az eltérő dóziskonverziós tényezők mellett, az ételmiszerfogyasztás (különösen a tej), és a légzésteljesítmények különbözőségéből származik, amit a terjedésszámító szoftverek igen pesszimistikusan kezelnek.



2.12. ábra Az üzemzavari kibocsátásokból származó pajzsmirigy dózisok összehasonlítása a környező településeken

Összefoglalva elmondható, hogy a környező településeken átlagosan az üzemzavar dóziszjáruléka közelítőleg megegyezik a 2003. évre számított normál üzemi kibocsátásból származó sugárterhelésekkel, és ez az éves dózismegszorítás ($90 \mu\text{Sv}$) 0,14 %-át jelentette. Ekkora sugárterhelést a lakosság minden tagja a természetes háttérsugárzásból kb. félóra alatt megkap.

2.2.5.7 Környezetellenőrzés

Április 11-én hajnalban, az észak felé fújó szélnek megfelelően, az A1 állomás dózisteljesítmény mérő szondája rövid ideig 250 nSv/h szintemelkedést jelzett, amelyet még egy kisebb csúcs követett (az egész folyamat néhányszor tíz perces mérési cikluson keresztül állt fenn). Ezt követően a környezeti sugárzás dózisteljesítménye visszaállt a normális, természetes szintre. A későbbiek során sem ezen az állomáson, sem a többi távmérő állomáson a dózisteljesítmény mérők egyszer sem jeleztek szintemelkedést. Mivel az országos figyelő hálózat – melynek a paksi távmérő állomások is tagjai – riasztási szintje 500 nSv/h , s így a legexponáltabb állomáson mért érték sem érte el ezt a küszöböt.

Az üzemzavarral összefüggésben a laboratórium körülbelül 300 különböző környezeti minta (aeroszol, jódszűrő, kihullás, talaj, fű, tej, hal stb.) radioaktív izotóp koncentrációját határozta meg gamma-spektrometriai módszerrel, a Sugárvédelmi Mérőkocsival végrehajtott csaknem 30 helyszíni gamma-spektrometriai mérést, valamint négy részletes útvonal-dózisteljesítmény monitorozást az erőmű főépületei körül, illetve egy-egy szűkebb területen. A széleskörű mintavételek eredményei alapján az erőmű üzemi területének és tágabb környezetének sugárzási állapotáról az alábbi kép rajzolható.

2.2.5.7.1 Az üzemi területen végzett mérések

A Sugárvédelmi Mérőkocsival az üzemi főépületek körüli útvonalon április 11-én és 18-án végzett dózisteljesítmény monitorozás során a mért dózisteljesítmény értékek nem különböznek az üzemzavar előtt néhány nappal végzett útvonal monitorozás eredményeitől. Ezek alapján kijelenthető, hogy az üzemzavar következtében az erőmű szabad zónájában, a fő közlekedési útvonalak mentén a környezeti gamma-sugárzás dózisteljesítménye nem növekedett meg.

2.2.5.7.2 A környezetellenőrző állomásokon végzett mérések

Az üzemzavar első napján (10-én éjjel) a szél először É-ra (A1 állomás), majd K, DK felé (A8, A4 állomás), ezután (11-étől) csaknem mindig D-i, DNy-i és Ny-i irányba fújt (A9, A5, A6 állomás). A légtérbe kikerült radioaktív anyag ennek, valamint a légtér többi állapothatározójának megfelelően terjedt és hígult, jutott el a talajfelszín közelébe, illetve ülepedett ki (a kiülepedést jelentősen befolyásoló nagyobb csapadék a tekintett időszak alatt nem volt).

Az üzemzavar környezeti hatásainak értékelése:

- A szélirány szerint a legexponáltabb irányokban a mért legnagyobb ^{131}I aktivitáskoncentráció $2\text{--}5 \text{ Bq/m}^3$ volt április 11-én. Az aeroszol formában megjelenő jódkoncentrációja néhány tized Bq/m^3 -t ért el, a szerves jód mennyisége a fenti értékek közé tehető. Hangsúlyozni kell, hogy ezek az értékek 1-2 óráig álltak fenn, amíg a radioaktív izotópokat tartalmazó légtömeg az érintett helyszínen átvonult. Természetesen feltételezhető, hogy a radioaktív anyagcsóva tengelyében néhányszor nagyobb lehetett az aktivitáskoncentráció. A jód mellett az A1 állomás április 11-én levett aeroszol mintája 10 mBq/m^3 körüli aktivitáskoncentrációban néhány hasadási terméket is tartalmazott.
- A ^{131}I kihullását mindegyik állomáson többféle módszerrel is meghatároztuk (fall-out mérés, talajfelszíni minta mérése, helyszíni gamma-spektrometriai mérés). A különböző módszerekkel kapott eredmények összehasonlítása egyben jó kontrollt is jelentett a megbízhatóságot illetően. A legnagyobb kihullást az A9 állomás környezetében tapasztaltuk, ahol a különböző módszerekkel kapott értékek $220\text{--}360 \text{ Bq/m}^2$ között változtak. Ez az

„egyezés” (vagy különbözőség) az egyes módszerekben rejlő buktatókon kívül annak ismeretében ítéltető jónak, hogy az adatok időben és térben észrevehetően változó, pillanatnyi állapotot tükröznek.

- A távmérő állomásokon és egyéb környezeti mérőpontokon a Sugárvédelmi Mérőkocsival végzett dózisteljesítmény útvonal-monitorozás, illetve kézi dózisteljesítmény mérés eredményei mindenütt az adott helyszínre jellemző természetes sugárzási szint tartományába estek (70–120 nSv/h). Belőlük a ^{131}I kihullásából származó járulékra nem lehetett következtetni. Ez összhangban van azzal, hogy a mért talajfelszíni ^{131}I szennyezettségből számítható dózisteljesítmény járulék 1 nSv/h-nál kisebb, s ez messze a természetes sugárzási szint ingadozásába esik.
- A friss vegetáció (őszi vetésű gabona) mintáiban az általunk mért legnagyobb ^{131}I aktivitáskoncentráció 140 Bq/kg volt az eredeti anyagra vonatkoztatva. A néhány megvizsgált tejmintában, az erőmű melletti halastavak víz- és halmintájában ^{131}I nem volt kimutatható. Ez azt jelenti, hogy az esetleges ^{131}I aktivitáskoncentráció a 0,5 Bq/kg-ot biztosan nem haladta meg. A 12/1998. EüM rendelet 3. sz. melléklete tejben 500, egyéb élelmiszerben 2000 Bq/kg értékben határozza meg a megengedhető maximális aktivitás-koncentrációt.
- A vizsgált mintákban a radiojód koncentráció minden esetben az élelmiszerekre előírt egészségügyi határérték alatt maradt. Az üzemzavar időszakában a vegetáció jelentős károsítása miatt, szabadföldön termesztett, közvetlen fogyasztásra kerülő élelmiszer nem volt, így a kibocsátás tápláléklánc eredetű lakossági sugárterhelést nem okozott.

2.3. Összefoglalás

A nemzetközi és hazai szakirodalom tanulmányozása során nyilvánvalóvá vált, hogy a sugárvédelem területén a szakemberek igen részletes kutatásokat végeztek, azonban sehol nem találtam átfogó megoldási javaslatot erre a világon egyedülálló, komplex sugárvédelmi problémára, ami a 2. blokki 1. számú akna helyreállításának megalapozása során felmerült mind a munkahelyi sugárvédelem, mind a nukleáris környezetvédelem területén.

Áttekintve az irodalmat és az üzemzavart a helyreállítás sugárvédelmi feladatai az alábbi legfontosabb pontokba foglalhatók össze:

- a. Az üzemzavart követően elsődleges feladat volt sugárzási helyzet felmérése a személyzet védelmének biztosítása és a védőintézkedések tervezése céljából. Ezért az események bekövetkezése után rendszeresen végeztünk dózisteljesítmény, illetve felületi szennyezettség ellenőrzésére szolgáló méréseket. Ezek a mérések azonban csak a pillanatnyi helyzet felmérésére voltak alkalmasak, mivel az üzemzavart követően az 1. sz. akna vizében a különböző nuklidok aktivitás-koncentrációi gyorsan változtak a különböző fizikai-kémiai hatások eredményeképpen, illetve a sérült fűtőelemek nuklidösszetétele is folyamatosan változott a radioaktív bomlás hatására.

A valós helyzet megismerésére mindenképp szükség volt olyan modellek megalkotására, amelyekkel előre jelezhetők a dózisviszonyok az 1. sz. akna környékén. Ezek segítségével nyílt lehetőség azon szervezési és műszaki intézkedések tervezésére, amelyek végül lehetővé tették az üzemzavar biztonságos elhárítását.

- b. A Paksi Atomerőmű 2. blokki 1. számú akna helyreállításának tervezése során merőben újszerű és egyedi technológiákat, eszközöket kellett megtervezni, amelyek számos, komoly sugárvédelmi probléma megoldását tették szükségessé.

Az elsődleges cél egy olyan munkaplatform tervezése volt, amely megfelelő védelmet nyújt a dolgozók számára sérült fűtőelemek eltávolítása során. Meg kell vizsgálni az 1. számú akna falának és az aknában lévő víznek szennyezettségi viszonyait, valamint a fűtőelemekből származó sugárzás hatását és ezek alapján meg kell határozni a munkaplatform sugárvédelmi árnyékoló rétegeinek vastagságát.

Az 1. számú akna vizét szállító autonóm hűtőkör csővezetékei a reaktorpódiumon és a reaktorcsarnokban helyezkednek el, ahol a gamma-dózisteljesítmény megengedett szintje sokkal alacsonyabb a csővezetékek és szerelvények környezetében kialakuló sugárzási terекnél, ezért a dolgozók sugárvédelme miatt kiemelten fontos a csővezetékek és szerelvények árnyékolásának megfelelő méretezése. Modellszámításokkal el kellett végezni az árnyékolások vastagságának meghatározását, amit később helyszíni mérésekkel kellett ellenőrizni.

A sérült fűtőelemeket tárolótokokba helyezik, amelyekbe így igen nagy aktivitások kerülnek. A pihentető medencébe történő szállításuk szárazon történik, így az átszállítások során az árnyékolásuk nem biztosított. Az átszállításnak ez a módja szükségessé tette a várható dózisterek számítását, ami alapján meg kellett határozni, hogy az átszállítás alatt mely helyiségeket kell lezárni és milyen méréseket kell elvégezni a környező területeken.

- c. A sérült fűtőelemek eltávolítása során sugárvédelmi szempontból az egyik legfontosabb feladat a személyi dozimetriai ellenőrzés végrehajtása, a dolgozók sugárterhelésének pontos meghatározása. Alapvető sugárvédelmi elvárás, hogy a tervezett sugárvédelmi szervezési és műszaki intézkedéseknek biztosítani kell azt, hogy a tevékenység nem vezet a személyzet megengedett szintnél nagyobb sugárterheléséhez, tehát a dóziskorlátok betartása, nem foroghat veszélyben.

Ennek érdekében a magyar és az orosz sugáregészségügyi szabályozások alapján rögzíteni kell a helyreállítás teljes időtartamára vonatkozó dóziskorlátokat külső és belső sugárterhelésre egyaránt. A dolgozók sugárterhelésének csökkentése érdekében szervezési és műszaki intézkedéseket kell bevezetni. Ki kell számolni a dolgozók várható sugárterhelését, el kell készíteni a tételes dózistervet. Meg kell határozni a személyi dózismérés eszközeit és rendjét mind külső, mind belső sugárterhelés ellenőrzésre.

- d. Az 1. számú akna és környezete állapotának részletes ismeretéhez elengedhetetlen a folyamatos sugárvédelmi ellenőrzés megvalósítása telepített monitoring rendszerekkel. A helyreállításra történő felkészülés során egy új, egyedi telepített monitoring rendszer tervezése és létesítése szükséges, amelynek segítségével az 1. számú akna és környezetének folyamatos ellenőrzése biztosítható. Ennek az új Kiegészítő Sugárvédelmi Ellenőrző Rendszernek (KISER) a tervezése és megvalósítása során meg kellett határozni az új rendszer tervezési alapjait, ki kellett választani szükséges telepített mérőeszközöket és mintavételi helyeket és el kellett végezni a mérőeszközök figyelmeztető- és vészszintjeinek megalapozását.

- e. A Paksi Atomerőmű 2. blokki 1. számú akna helyreállításának előkészítése és végrehajtása során sugárvédelmi szempontból a személyi dozimetriai kérdések mellett a környezetbe jutó radioaktív anyagok mennyiségének minimalizálása, valamint a radioaktív kibocsátások és a környezet ellenőrzése a legfontosabb feladat. Ennek érdekében meg kellett határozni a tervezett radioaktív kibocsátásokat, a kibocsátás- és környezetellenőrzés módszereit, valamint modellszámításokkal el kellett végezni a lakossági többlet sugárterhelés számítását.

Munkám során azt tűztem ki célul, hogy a fenti feladatokat elvégezzem. A dolgozat tehát a fellemerült problémák kezelésére alkalmas eljárások és módszerek kidolgozását és azok gyakorlati alkalmazását tartalmazza. A tervezés során több jól használható módszert dolgoztunk ki a szakirodalomban fellelhető adatokból és eredményekből kiindulva, de a helyi tapasztalatokat is megfelelően magukba integrálva. A kapott eredmények megbízhatóságát a mért értékekkel való összevetéssel igazoltuk. A téma teljes körű feldolgozása során elkészült egy olyan sugárvédelmi terv, ami lehetővé teszi egy egyedi, igen komplex, sugárveszélyes tevékenység végrehajtását.

3. A tervezés és végrehajtás során alkalmazott módszerek

Az alkalmazott eljárások fejezetben röviden bemutatásra kerülnek azon számítási és mérési eszközök és módszerek, melyeket a sugárvédelmi tervezés és mérések során felhasználtunk.

3.1. A modellszámításoknál használt szoftverek

A dózisterek kialakulásának modellezése során a sugárforrás minden jellemző energiájára el kell végezni a számításokat, ami (a geometriai jellemzőktől függően) többnyire csak numerikus közelítő eljárásokkal valósítható meg [14]. Ezen hatások együttes figyelembevétele igen nehéz feladat és a legtöbb esetben csak közelítő módszerekkel odaható meg a dózisok becslése. Ilyen jellegű számítások elvégzésére számos modellező szoftvert kifejlesztettek, melyek közül mi az elemzéseink során a:

- Grove Engineering által kifejlesztett MicroShield szoftvert és a,
- Szoszni intézetében kidolgozott C-95 jelű programot használtuk.

A hazai sugárvédelem területén az egyik legszélesebb körben alkalmazott MicroShield jelű szoftver a gamma-sugárzás árnyékolásának meghatározására és a sugárforrások környezetében kialakuló dózisterek modellezésére készült. A foton-fluxusok becslésén túl alkalmas dózisteljesítmény és effektív dózisok becslésére akár több pontban is.

Az előre definiált geometriákból felépítve a legtöbb gyakorlati és elméleti probléma tanulmányozható vele. Rendelkezik egy részletes nuklidkönyvtárral is, amely közel kétszáz radioizotóp gamma-energiáinak adatait tartalmazza. A bomlási sort alkotó nuklidok aktivitásainak meghatározására is képes, emellett lehetőség van új (pl. mérésekből származó) energia és intenzitásértékek bevitelére is.

Az előre definiált árnyékolások mellett új árnyékoló anyagokat is összeállíthatunk, melyek gyengítési együtthatóin kívül a szóródásból származó ún. buildup faktorokat is kiszámítja a program [15].

A C-95 program-rendszer a neutronok, illetve a γ -kvantumok háromdimenziós rendszerekben való együttes mozgásával járó feladatok megoldására szolgál és felhasználható sugárvédelmi feladatok, reaktorfizikai feladatok, kritikus paraméterszámítások és γ -sugárzás számításainak végrehajtására. A program algoritmusai Monte-Carlo szimuláción alapszik, amely módszer egyik legfőbb erénye a reaktorfizikai feladatok megoldásában az, hogy ahhoz nem szükséges semmiféle megközelítés beiktatása, és lehetővé teszi a feladat valós geometriájának áttekintését annak teljes bonyolultságában.

A C-95 program lehetővé teszi a háromdimenziós számítások elvégzését, az objektumok valós térbeli geometriájának, illetve azok fizikai paramétereinek figyelembevételével [16].

3.2. Mérési módszerek

A tisztítótartályon belüli gamma-dózisteljesítmény mérések végrehajtásához az orvosi gyakorlatban bevált, PTW 30001 típusú, az OMH által hitelesített, 0,6 cm³ térfogatú ionizációs kamrát tartalmazó detektort és a hozzátartozó PTW UNIDOS 10002 dózismérőt alkalmaztuk.

- Az ionizációs kamra méréstartománya: 36 mGy/h-168 kGy/h,
- a ionizációs kamra energia tartománya: 30 keV-50 MeV.

Integráló üzemmódban a készülék alacsonyabb dózisteljesítmény mérésére is képes.

Az 1. számú akna fala szennyezettségének izotópszelektív ellenőrzése egy speciális alfa- és gamma-spektrometriai mérőrendszerrel történt, amely alkalmas víz alatti mérések elvégzésére is [58]. A mérőrendszer bemutatása a 4.1.3.1. fejezetben olvasható.

Az 1. számú akna falának dekontaminálása után a fal felületi szennyezettségét a BNS-298 DECO felületi szennyezettség mérővel mértük meg.

- A műszer mérési tartománya: 0,2 Bq/cm²-500 kBq/cm²,
- energia tartománya: 50 keV ... 1,5 MeV.

3.2.1. Személyi dozimetriai eszközök

A személyi dozimetriai ellenőrzést a [70, 71] hivatkozások előírásai alapján, az alábbi eszközökkel végezzük (3.1. táblázat).

3.1. táblázat A doziméterek műszaki paraméterei

Doziméter típus	Mérési tartomány [mSv]	Energia tartomány	Feljegyzési szint [mSv]
Filmdoziméter	0,1-200	0,02-1,5 MeV	0,1
TLD	0,1-1000	48-1250 keV	0,1
Neutron doziméter	0,3-1000	1 eV-10 keV	0,3
MGP DMC 2000S elektronikus doziméter	0,01-10000	0,06-7 MeV	0,001
Lokális TLD	0,3-1000	48-1250 keV	0,3

Belső sugárterhelés ellenőrzés

- Az egészszteszámológó berendezésen végzett belső sugárterhelés ellenőrzésnél az aktivitás feljegyzési szintje 500 Bq, kivéve a ⁵¹Cr-t, amelyre vonatkozóan a feljegyzési szint 4000 Bq;
- a vizeletben lévő trícium aktivitás-koncentráció feljegyzési szint 2,5 Bq/cm³;
- az alfa-aktivitás tartalmának biofizikai méréseinél 1 mBq/dm³;
- a stroncium tartalom biofizikai méréseinél 0,5 Bq/dm³.

3.2.2. Kéziműszeres mérések

A helyszíni ellenőrzések során a méréseket a 3.2. táblázatban látható, hordozható műszerekkel végezzük.

3.2. táblázat A hordozható műszerek műszaki paraméterei

Műszer	Mérési tartomány	Energia tartomány
FH 40 GL-10 gamma-dózisteljesítmény mérő	Dózis: 0,1 μSv - 999 mSv Dózisteljel.: 0,1 μSv/h - 100 mSv/h	33 keV - 3,0 MeV
NM2 neutron-dózisteljesítmény mérő	1 μSv/h - 100 mSv/h	25 keV – 10 MeV
Berthold LB 122 alfa- és béta felületi szennyezettség mérő	0,001 - 500,000 cps*	

Megjegyzés: * A Bq/cm²-ben kifejezett mérési tartomány attól függően változik, hogy milyen izotópot állítunk be a mérőeszközön.

3.2.3. Telepített sugárvédelmi ellenőrző rendszer

A telepített sugárvédelmi ellenőrző rendszer részletes bemutatása a 4.4. fejezetben látható.

3.2.4. Radioaktív kibocsátások ellenőrzése

A kibocsátások ellenőrzésére alkalmazott módszerek 4.5.3 fejezetben és a [67, 68, 87] hivatkozásokban található.

4. Vizsgálati eredmények és értékelésük

4.1. Az 1. számú akna állapotfelmérése modellszámításokkal és helyszíni mérésekkel

Az üzemzavart követően elsődleges feladat volt sugárzási helyzet felmérése a személyzet védelmének biztosítása és a védőintézkedések tervezése céljából. A munkák végrehajtásának helyén (a reaktorcsarnok és a 2. blokki reaktor pódium) a sugárzás forrásai a következők:

- a tisztítótartályban elhelyezkedő 30 darab sérült üzemanyag kazettából származó gamma- és neutron-sugárzás;
- az 1. sz. akna szennyezett vize;
- az 1. sz. akna szennyezett falai;
- az 1. sz. aknát kiszolgáló csővezetékekből származó külső gamma-sugárterhelés;
- a reaktorpódiumon és környékén a levegőben levő radioaktív aeroszol.

Az elvégzett elemzések alapján egyértelművé vált, hogy pódiumon és a csarnokban a β -sugárzás elhanyagolható a kis hatótávolsága miatt, a neutron-sugárzás intenzitása pedig olyan kis mértékű, hogy nem eredményez számottevő külső dózisteljesítményt.

4.1.1. A sérült fűtőelemek külső gamma-sugárzásából származó dózisteljesítmény meghatározása

A sugárvédelem tervezéséhez először a fűtőelemek sugárzásának meghatározása volt a fő feladat. Mivel a tisztítótartályban lévő kazetták kiégettsége és pihentetettségi ideje csoportonként eltérő, ezért különböző a bennük felhalmozódott aktivitások mennyisége is. A számítások bemenő adataiként szolgáló szükséges nuklidösszetételeket a PA Zrt. Reaktorfizikai Osztálya által meghatározott sérült fűtőelemek izotópleltárára vonatkozó értékekből határoztuk meg.

Mivel a kazettákban lévő aktivitások időben is változnak, ezért a sugárvédelmi számításokat a sérült fűtőelemek eltávolításának tervezett időpontjára készítettük el. A biológiai védelem tervezési alapjaként, a tisztító tartályban lévő 30 darab sérült üzemanyag kazetta béta-, gamma-sugárzó radionuklidjainak aktivitása az eltávolítási munkák 2004. 11. 01-i megkezdésére vonatkozó adatok alapján határoztuk meg. A végrehajtás kezdésének időpontja később többször eltolódott, végül majdnem két évvel (23,5 hónappal) később kezdődtek meg ténylegesen a sérült üzemanyaggal való manipulációk. Ez sugárvédelmi szempontból kedvezőbb viszonyokat eredményezett, mivel az aktivitások értéke számottevő mértékben csökkent. A tisztítótartályban lévő fűtőelemek összesített nuklidleltárának időbeli változását a 4.1. táblázatban foglaltam össze.

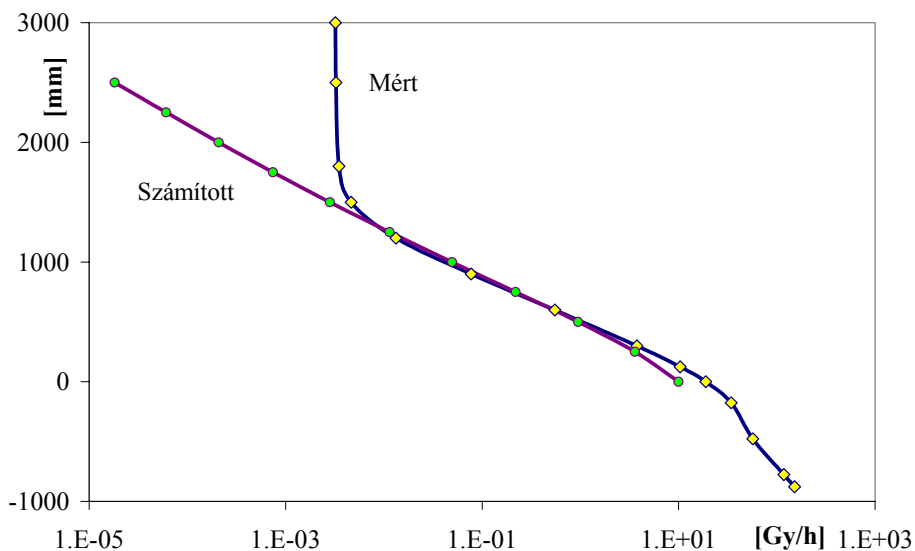
Az adatokból látható, hogy az izotópok nagy részének csökken az aktivitása, egyedül a ^{241}Am aktivitása növekszik. Ez azonban elhanyagolható a többi radioizotóp aktivitásának csökkenése mellett, így a külső γ -dózisok tervezése szempontjából a korábbi időpontra való tervezés mindenképpen konzervatívnak tekinthető.

4.1. táblázat A tisztítótartályban lévő 30 fűtőelem nuklidleltárának időbeli változása

Nuklid	Felezési idő (nap)	Aktivitás (Bq)		
		2004.11.01	2005.03.28	2006.10.15
Aktivációs termékek				
Zr-95	64.0	1.47E+13	2.99E+12	6.50E+09
Nb-95	35.2	3.33E+13	6.80E+12	1.48E+10
Sb-125	996.5	5.57E+13	5.03E+13	3.39E+13
Hasadványok				
H-3	4500.45	2.90E+13	2.84E+13	2.60E+13
Kr-85	3916	6.22E+14	6.06E+14	5.48E+14
Sr-90	10636.1	5.67E+15	5.62E+15	5.41E+15
Y-90	3846	5.67E+15	5.62E+15	5.41E+15
Zr-95	64.0	4.09E+14	8.32E+13	1.81E+11
Nb-95	35.2	9.24E+14	1.89E+14	4.10E+11
Ru-106	368.2	1.08E+16	8.22E+15	2.83E+15
Rh-106	0.5	1.08E+16	8.22E+15	2.83E+15
Ag-110m	249.9	2.17E+13	1.44E+13	3.00E+12
Sb-125	996.5	3.32E+14	3.00E+14	2.02E+14
Cs-134	753.1	3.37E+15	2.94E+15	1.75E+15
Cs-137	10950	6.96E+15	6.89E+15	6.65E+15
Ba-137m	5.5	6.58E+15	6.51E+15	6.29E+15
Ce-144	284.9	2.99E+16	2.09E+16	5.28E+15
Pr-144	284.9	2.99E+16	2.09E+16	5.28E+15
Eu-154	3141.2	2.05E+14	1.98E+14	1.75E+14
Eu-155	1810.4	9.62E+13	9.09E+13	7.32E+13
Transzuránok				
Pu-238	32029	7.70E+13	7.70E+13	7.62E+13
Pu-239	2396881	3.68E+13	3.68E+13	3.68E+13
Pu-240	880	3.06E+13	3.06E+13	3.06E+13
Pu-241	5259	7.10E+15	6.96E+15	6.46E+15
Am-241	158022	2.09E+13	2.54E+13	4.19E+13
Cm-242	162.96	8.21E+13	4.39E+13	3.96E+12
Cm-244	6606.5	2.17E+13	2.14E+13	2.02E+13

Az aktivitási adatok, a különböző szerkezeti anyagok elemi összetétele és geometriai jellemzőinek ismeretében a tisztítótartály körül kialakuló dózisterek számítása már megoldható. A számításokat a MicroShield 5.0 szoftver segítségével végeztük el [15]. A fűtőelemek pontos geometriáját ebben az időszakban még részletesen nem ismertük, mivel a felső lemez alatt csak korlátozott vizuális megfigyelésekre volt lehetőség, a kazetták integritásának megőrzése és a rendszer szubkritikusságának biztosítása érdekében. Ezért szükséges volt az elméleti számítások mérésekkel történő igazolására is.

A 4.1. ábrán a tartály B4 pozíciójában mért dózisteljesítmények és a számított a szimulációs számításokkal kapott értékek láthatóak. A maximális dózisteljesítmény ≈ 10 Gy/h volt, ami a víz árnyékoló hatása miatt a magassággal jelentősen csökkent. A csökkenés tartály peremétől mért kb. 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 kisebb a vízben oldott radioizotópokból származó dózisteljesítménynél. A víz dóziszárulékát ennél a számításnál nem vettem figyelembe – ebből adódik az eltérés a mért és számított dózisteljesítmény között a tartály pereme felett több, mint 1,5 m-rel – annak részletes meghatározását a 4.1.2. fejezetben ismertetem.

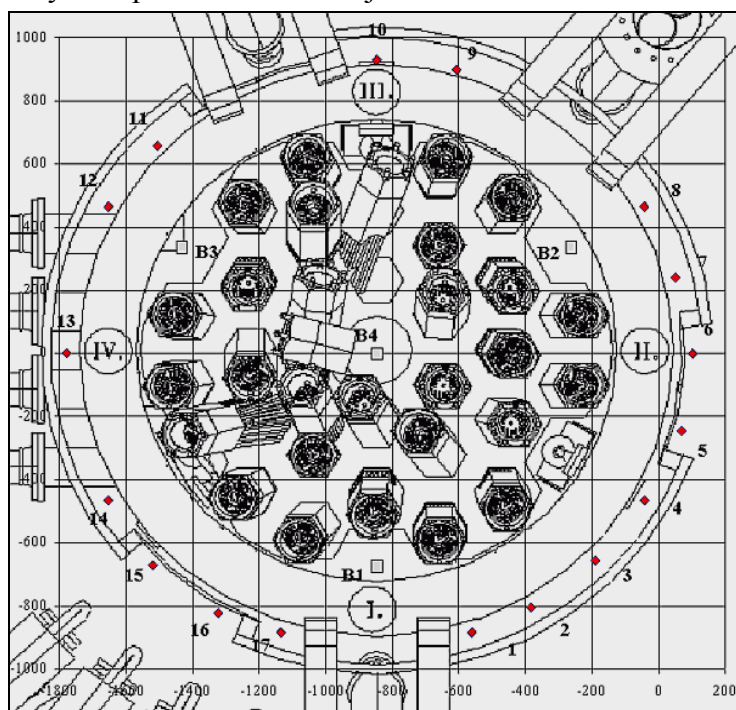


4.1. ábra A dózisteljesítmény változása a magassággal a tisztítótartály középvezetékében, a mért és a számított értékek összevetése (2004. novemberében)

A tisztítótartályon belüli mérésekhez az orvosi terápiás gyakorlatban bevált, PTW 30001 típusú, az OMH által hitelesített ionizációs kamrát tartalmazó detektort és a hozzá tartozó PTW UNIDOS 10002 orvosi dózismérőt alkalmaztuk [57].

Az adatok értelmezéséhez és esetleges következtetések levonásához a mérési hibák ismerete nélkülözhetetlen. A detektor önmagában optimális körülmények között elenyészően kis mérési hibával terhelt (kiseb, mint 3 %). A mérési geometria, a mozgás során a mérőeszköz kismértékű lengése, a víz nagy árnyékoló képessége (kb. 7-8 cm a felező rétegvastagság) okozza a néhányszor 10 %-os hibát.

A mérések során a tartályon belül négy pozícióban mértük a dózisteljesítmény függőleges eloszlását (4.2. ábra). Három pozíció a tartály fala mellett, az ábrán a B1, B2, B3-gyel jelölt helyek, és egy a tartály középvezetékében B4-el jelölve.



4.2. ábra Mérési pontok elhelyezkedése a tisztítótartály belsejében

4.1.1.1 Mérési eredmények

4.1.1.1.1 Vízalatti gamma-dózisteljesítmény mérések

A 2004. április 29-én mért dózisteljesítmények a 4.2. táblázatban láthatók.

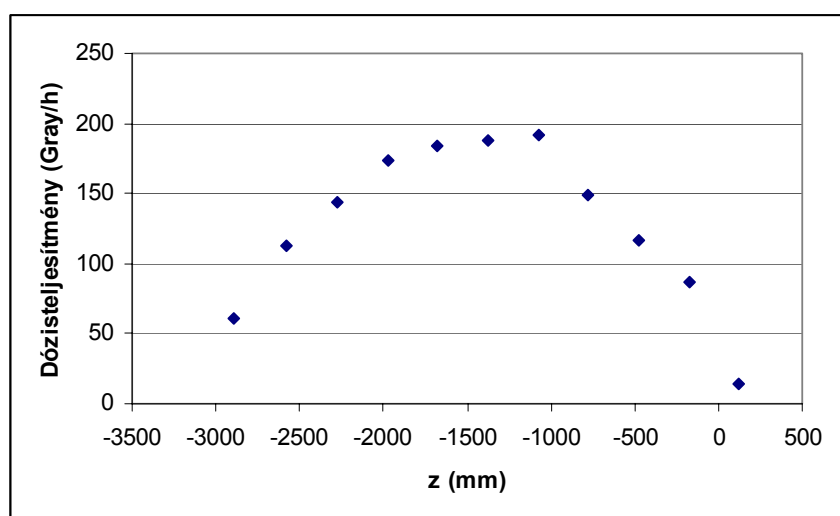
4.2. táblázat Mért dózisteljesítmények a B1 – B4 belső mérési pontokra vonatkozóan

B1		B2		B3		B4	
z (mm)	Gray/h	z (mm)	Gray/h	z (mm)	Gray/h	z (mm)	Gray/h
124	14.5	124	5.43	124	3.32	3000	0.0032
-176	87.3	-176	21.0	-176	13.8	2500	0.0033
-476	117	-476	80.6	-394	32.4	1800	0.0035
-776	150	-776	160			1500	0.0047
-1076	191	-1076	232			1200	0.0133
-1376	188	-1376	265			900	0.0776
-1676	184	-1676	270			600	0.551
-1976	174	-1976	273			300	3.78
-2276	144	-2276	260			124	10.4
-2576	112	-2576	215			0	18.9
-2897	60.3	-2849	99.9			-176	34.4
						-476	56.9
						-776	118
						-877	152

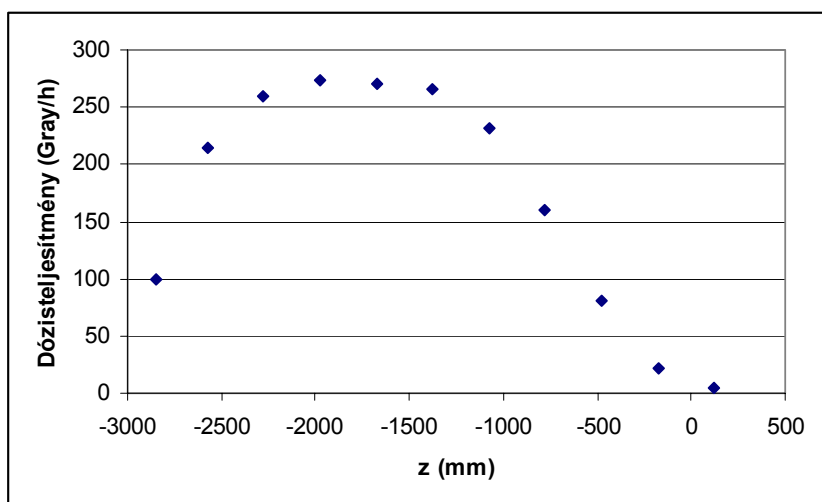
A dózisteljesítmények axiális eloszlását a 4.3.–4.5. ábrák mutatják. A 4.3.–4.5. ábrákról látható, hogy a dózisteljesítmény axiális eloszlása emlékeztet a fűtőelem kötegek kiégésének az axiális eloszlására. Ez arra utal, amit egyébként is várni lehetett: a gamma-dózisteljesítményt elsősorban a detektorhoz legközelebb eső kötegek (vagy inkább kötegszegmensek) aktivitása határozza meg.

A tartályon belüli változások értelmezése és a sugárzási helyzet nyomon követése érdekében a további méréssorozatot végeztünk:

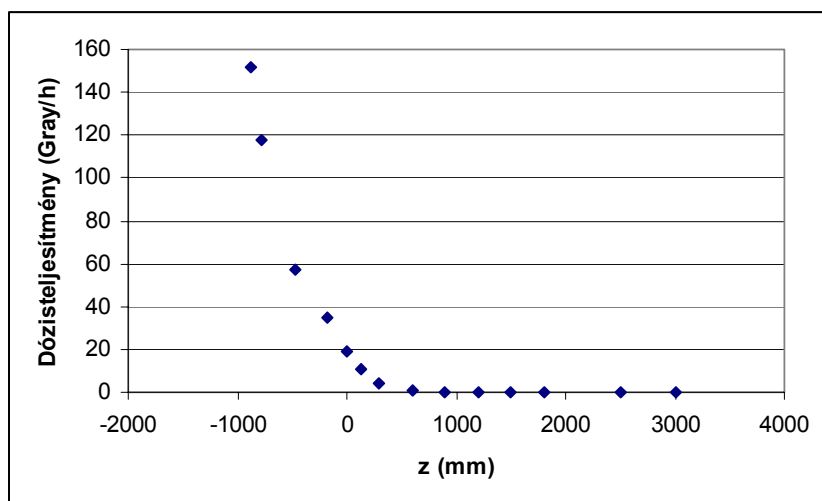
- az első (lásd 4.2. táblázat) mérést 2004.04.29-én végeztük,
- a program folytatásaként a következő mérés 2004.10.05-én történt,
- az utolsó mérés pedig 2005.07.12-én történt, a tisztítótartályban egy vizuális megfigyelés közben történt véletlen „kazetta leomlást” (kazettadarab leesést) követően.



4.3. ábra A dózisteljesítmény axiális eloszlása a B1 pozícióban



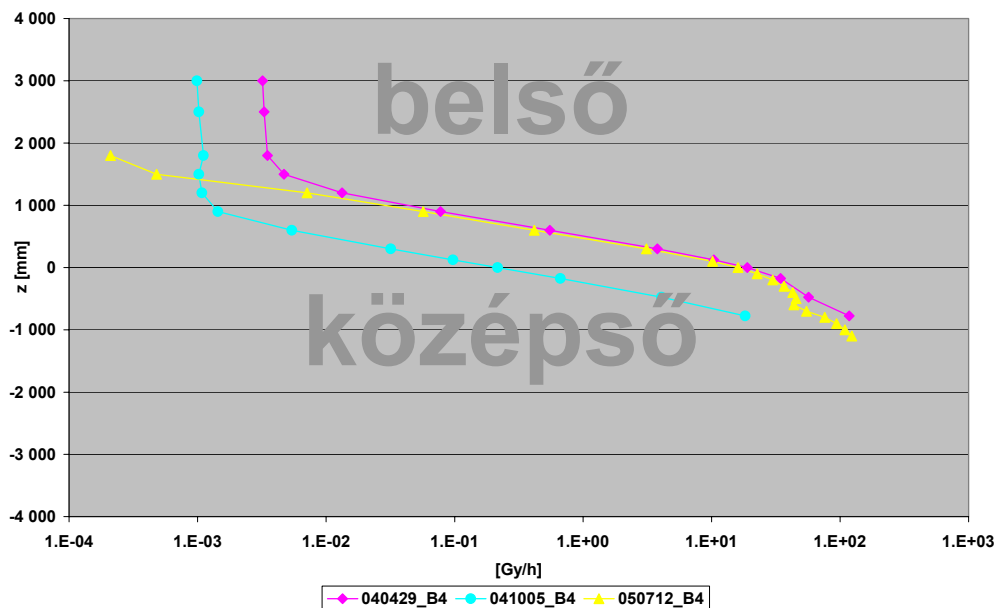
4.4. ábra A dózisteljesítmény axiális eloszlása a B2 pozícióban



4.5. ábra A dózisteljesítmény axiális eloszlása a B4 pozícióban

A tisztító, a tartály tengelyének vonalában a B4 jelű helyen a (X: -848; Y: 0 koordináta) a dózisteljesítmény emelkedett (4.6. ábra), ami az 5-ös számú kazetta felső részének leomlásával magyarázható.

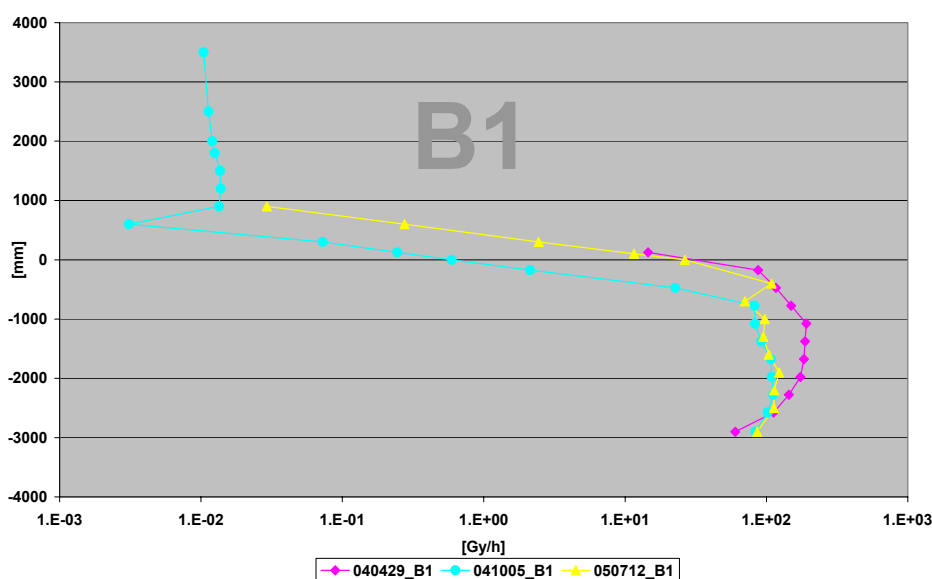
Mivel ez egy kis kiégettségű (ezért kevésbé aktív) kazetta volt, így a dózisteljesítmény járuléka kisebb volt, mint a környezetében lévő többi kazettáé. Leomlásával az 5. pozícióban lévő jó árnyékoló képességű UO_2 helyére víz került, ami a lényegesen nagyobb kiégettségű 11-es, 15-ös és 18-as kazettáktól származó gamma-sugárzást gyakorlatilag nem árnyékolja.



4.6. ábra A tisztítótartály tengelyében mért gamma-dózisteljesítmény különböző időpontokban. A ordinátán a 0 mm a tisztító tartály osztósíkját jelöli.

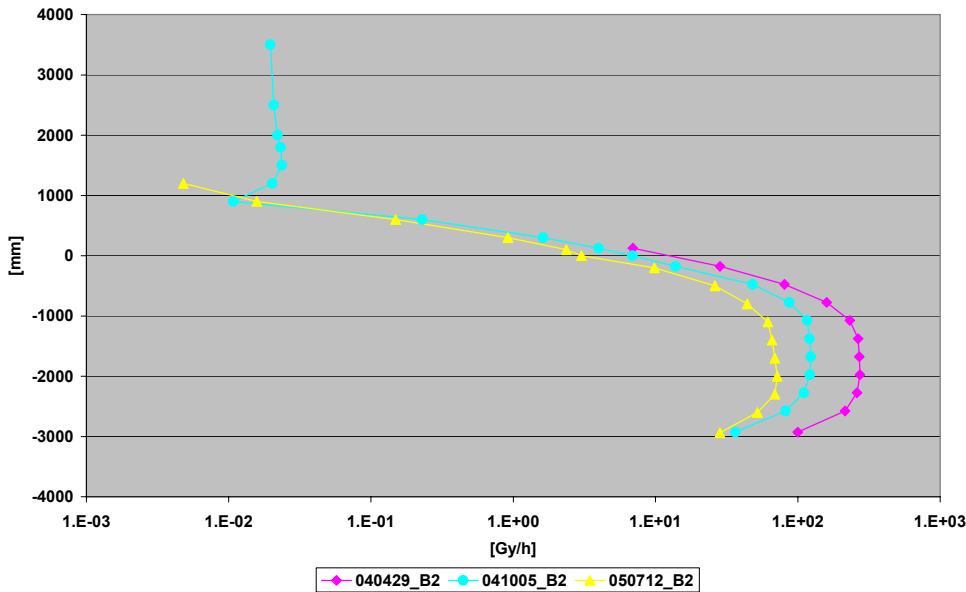
A B1 mérés 2005.07.12-i adatai kis különbséggel megegyeznek az előző mérési adatokkal. Az eltérés egy ponton jelentősen kiugrik a -400 mm-nél. A mérés során újra méréssel - a sorozat befejezése után visszaállással - ellenőriztük a kiugró pont hihetőségét, de azonos értéket mérünk. Magyarázata lehet, a detektor közelében levő pálcadarab(ok).

A 4.7. ábrán az osztósík (tartály felső pereme, amikor a fedél nincs rajta) magasságában történő változást a műszer pozicionálásának pontatlanságával lehet magyarázni. A víz felezési rétegvastagsága a dózisteljesítményt meghatározó energiatartományban 6-7 cm. A műszer pozicionálásának pontatlansága ennél nagyobb, így az eredmények megbízhatósága nagyjából két-háromszoros tényezőt jelent. A 2004.04.29-én végzett méréseknél csak az osztósík felett 124 cm-ig történtek mérések.



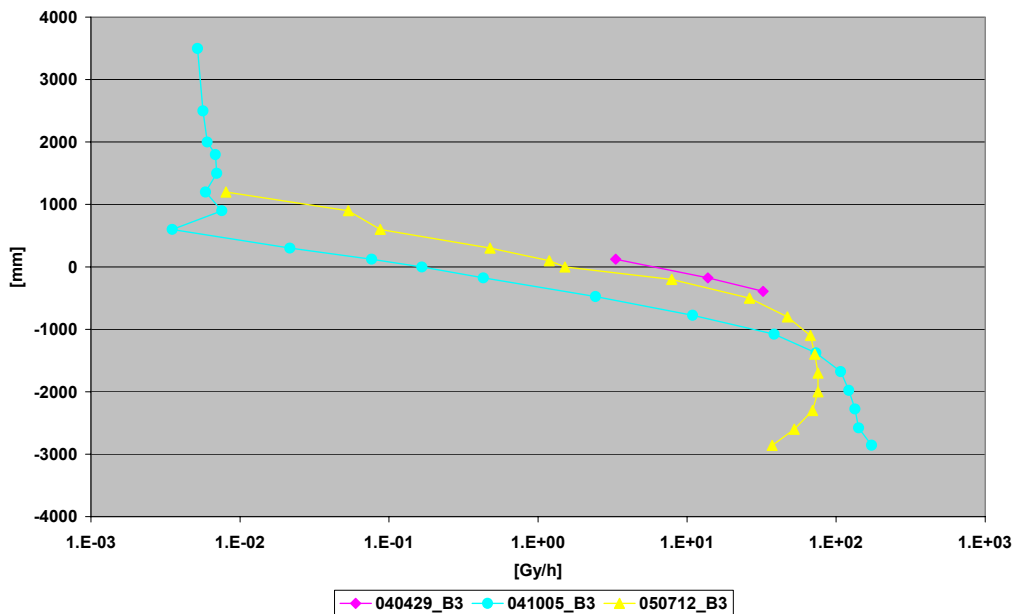
4.7. ábra A tisztítótartály B1 pozíciójában függőlegesen mért gamma-dózisteljesítmény különböző időpontokban. A ordinátán a 0 mm a tisztító tartály osztósíkját jelöli.

A B2-es pozícióban az eredmények időbeli változása jól követi a várt változásokat: a dózisteljesítmény csökkenése a fűtőelemekben lévő aktív nuklidok bomlásának megfelelően csökkent. A mérés alapján kijelenthető, hogy a konténernek ezt a szektorát nem érintette az átrendezés.



4.8. ábra A tisztító tartály B2 pozíciójában függőlegesen mért gamma-dózisteljesítmény különböző időpontokban. A ordinátán a 0 mm a tisztító tartály osztósíkját jelöli.

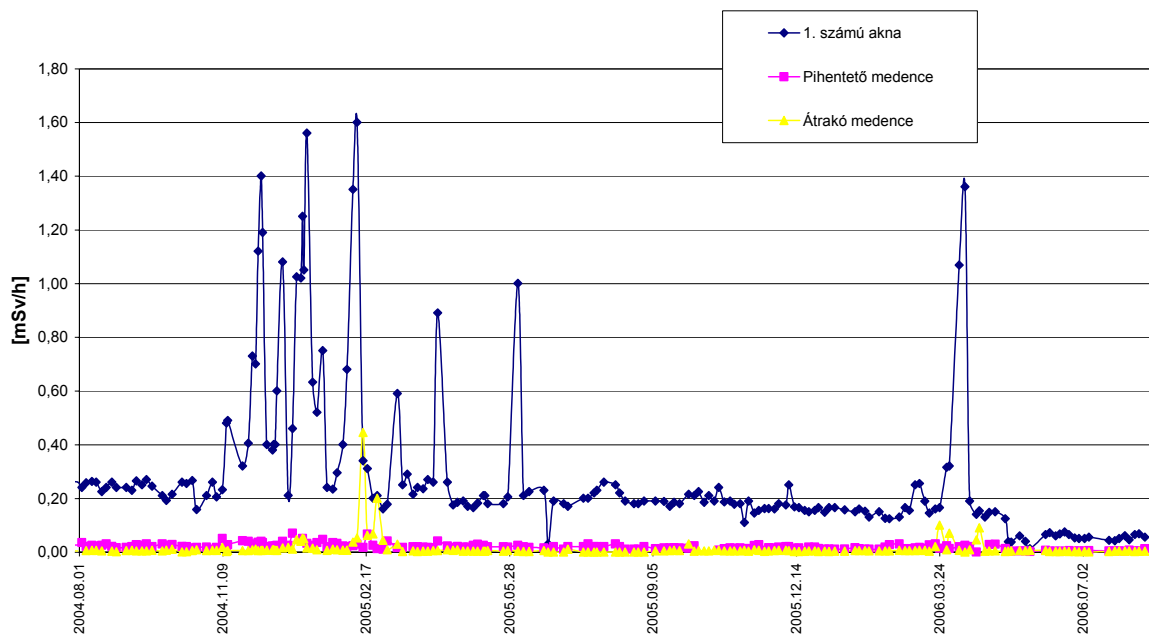
A B3 pozíció felső részében (4.9. ábra), az osztósík magasságában történő változását, (a B1 ponthoz hasonlóan) a műszer pozicionálásának pontatlanságával tudjuk magyarázni. További eltérést a tartály alsó részében tapasztaltunk, amit az erre a részre (1500 mm-től lejjebb) hullott anyag árnyékoló hatása okozhat.



4.9. ábra A tisztító tartály B3 pozíciójában függőlegesen mért gamma-dózisteljesítmény különböző időpontokban. A ordinátán a 0 mm a tisztító tartály osztósíkját jelöli.

4.1.1.1.2 Gamma-dózisteljesítmény mérések az 1. sz. akna felett és a reaktorpódiumon

Az üzemzavart követően rendszeresen ellenőriztük az 1. sz. akna környékén és a reaktorpódiumon a sugárzási helyzet változását. Mérési program alapján kijelölt pontokon az előírt ütemezés szerint gamma-dózisteljesítmény méréseket végeztünk. A mérési eredmények a 4.10. ábrán láthatók.



4.10. ábra A vizek felett közepén, a pódium szintjéhez képest 1,2 m magasan mérhető dózisteljesítmény értékek [mSv/h]

A mérések alapján jól nyomon követhetők az 1. sz. akna állapotváltozásai (a csúcsokat az 1. sz. akna vízében az aktivitás-koncentráció növekedés okozza, ami a 4. sz. víztisztító kikapcsolásakor következett be), illetve a különböző beavatkozások hatásai (a diagram végén az 1. számú akna felett a dózisteljesítmény csökkenést a tisztítórendszer 1. sz. aknából kilépő csővezetékének elbontása okozta).

4.1.2. Az 1. sz. akna szennyezett vizéből származó dózisteljesítmény meghatározása

Mivel a vízbe beoldódott izotópok miatt maga a víz is sugárforrásként viselkedik, így annak dóziszárulékát is számításba kell venni. Ennek mértéke arányos az oldott nuklidok aktivitás-koncentrációjával, ami a végzendő műveletektől, a víztisztítók üzemétől stb. függően változhat.

Az aknában lévő víz radionuklid koncentrációja folyamatosan változik. Főként víztisztítók üzemének hatására, valamint a radionuklidok bomlása miatt, ezzel magyarázható az, hogy az eltelt időszak alatt a rövid felezési idejű izotópok jelentős része lebomlott. Az 1. sz. akna vízének tisztítása a 4. számú víztisztító egyik csak erre a célra leválasztott ágával történik. A tisztítás során el kell érni az akna vízének minél alacsonyabb aktivitás koncentrációját, csökkentve ezzel az eltávolítási munkák során az akna vizéből a kezelőszemélyzetet érő dózisteljesítmény értékét. Konzervatív feltételezésként az akna vízének aktivitás-koncentrációja lehetőleg ne haladja meg a 10^6 Bq/l értéket Cs-137 egyenértékben kifejezve. (A víztisztításra alkalmazható rendszerek reálisan ezt az aktivitás-koncentráció szintet tudták biztosítani.)

A Cs-137 egyenértéket a sokféle és változó aktivitással jelenlévő izotópokra vonatkozó nagyszámú adat kiváltására hoztuk létre, így a nuklidösszetétel helyett egyetlen a gyakorlatban is könnyen használható érték került bevezetésre. Az adatok a Cs-137 ekvivalens dózisének megfelelő A^* aktivitás-koncentrációjára lettek átszámítva a következő kifejezés alapján:

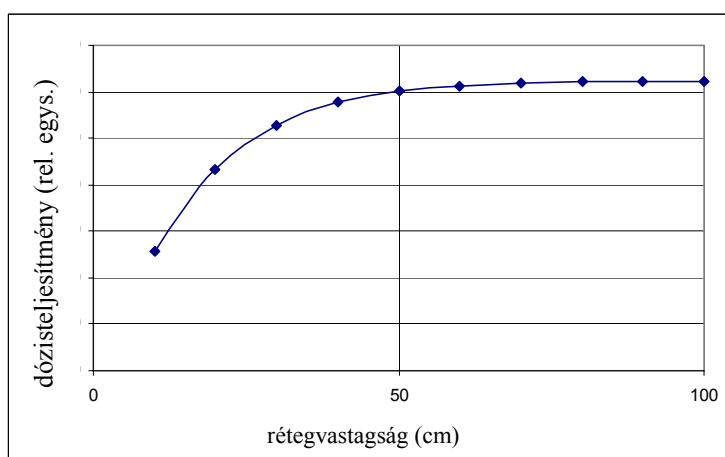
$$A^* = \frac{1}{K_{Cs-137}} \sum_i K_i \cdot A_i,$$

ahol: K_{Cs-137} – a Cs-137 dóziskonverziós tényezője,

A_i – az i -dik radionuklid aktivitása az 1. sz. akna vizében,

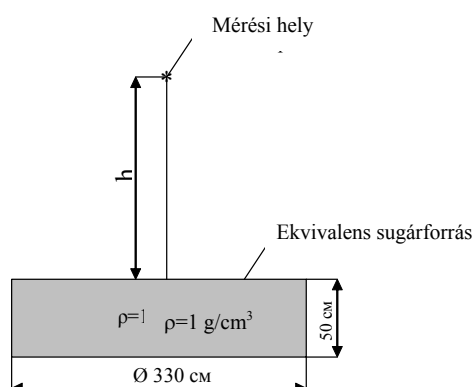
K_i – az i -dik radionuklid dóziskonverziós tényezője (adott geometriához meghatározva).

A számítások során ekvivalens sugárforrásként egy 330 cm átmérőjű és 50 cm magas hengert vettünk figyelembe, ugyanis a 4.11. ábra értelmében az 50 cm alatti rétegek sugárzása nem jelentős a sugárforrásban fellépő önabszorpció miatt. Az ekvivalens sugárforrás sűrűsége $1,0 \text{ g/cm}^3$.



4.11. ábra A dózisteljesítmény függése a szennyezett víz vastagságától

A fentiek értelmében $\approx 0,5 \text{ m}$ vízréteg sugárzása már gyakorlatilag azonos a félvégtelen geometriával, így az ekvivalens sugárforrás vastagságaként 50 cm lett elfogadva. A 4.12. ábrán látható a számítási séma.



4.12. ábra Víz feletti γ -dózisteljesítmény aktivitás-koncentráció függésének számítása

A 4.3. táblázatban látható a számított dózisteljesítmény függése a víz aktivitás-koncentrációjától a munkaplatform nélkül.

4.3. táblázat A gamma-sugárzás dózisteljesítményének függése a víz aktivitás-koncentrációjától

A víz aktivitás-koncentrációja Bq/dm ³	A gamma-sugárzás dózisteljesítménye a víz felszínétől h magasságban [μSv/h]			
	0,3 m	0,7 m	1,2 m	6,9 m
1·10 ⁵	13	9	6	0,4
1·10 ⁶	130	92	60	4

4.1.3. Az 1. sz. akna falán lévő radioaktív szennyezők hatásának meghatározása

A személyzet védelmét biztosítani kell az 1. sz. akna szennyezett falaitól származó γ -sugárzással szemben is. Ennek leárnyékolására a munkaterület köré egy acél védőgyűrű kerül, a fal felületi szennyezettség mért értékeiket és a dekontaminálás várható hatását figyelembe véve.

4.1.3.1 A fal szennyezettségének mérése

Az üzemzavar eredményeként inhermetikussá váló fűtőelemekből kikerülő urán/transzurán izotópok – valamint a hasadási termékek – erősen beszennyezték az 1. sz. aknában és a kapcsolódó csőrendszerekben található hűtővizet. A szennyezett hűtővízben lévő izotópok ad- és abszorpció révén elszennyezték az akna falát is. A biztonságos helyreállítás érdekében lényegessé vált az 1. sz. akna falának dekontaminálása. A tisztítási eljárásához előzetesen ismerni kell a felületi szennyezettséget. A méréseket 20 g/kg bórsav koncentrációjú – radioaktív izotópokkal (hasadási termékek és korróziós termékek) szennyezett - vízben kellett végrehajtani. Ezen mérésekhez olyan speciális berendezésre van szükség, amelyben helyet lehet biztosítani a különböző érzékenységgű HpGe gamma detektorok részére (kiterjedés/méret), figyelembe véve a maximum 7 méteres vízmélységbe történő bemerítési igényt is. A feladatok sikeres végrehajtásához szükséges biztonsági feltételek összeállítása és kidolgozása érdekében a Paksi Atomerőmű és a Quantec egy speciális eljárást vezetett be [58].

Gamma-spektrométerek

A HpGe detektorokhoz kapcsolódó elektronika (50 méter hosszú kábelekkel csatlakoztatva) a számlálási sebességek igen széles skáláján képes nagy stabilitással és nagy energiafelbontó képességgel üzemelni. A mérésekhez 10 és 100 cm³ térfogatú detektorok kerültek alkalmazásra. A helyszíni gamma-spektrometriát számítógéppel vezérelt adatgyűjtő rendszer és korszerű kiértékelő szoftverek egészítik ki.

Alfa-spektrométerek

A transzurán izotópok detektálása alfa-aktivitásuk szerint történt. Az alfa-spektrometria céljára PIPS detektor került alkalmazásra. A detektorház pozicionálása egy 6 méter hosszú széncél rúddal történt.

Vízálló detektortartó egységek

Két detektortartó egység került legyártásra. Ezek a rozsdamentes acélhengerekből kialakított "U-alakú csónakok" lehetővé tették:

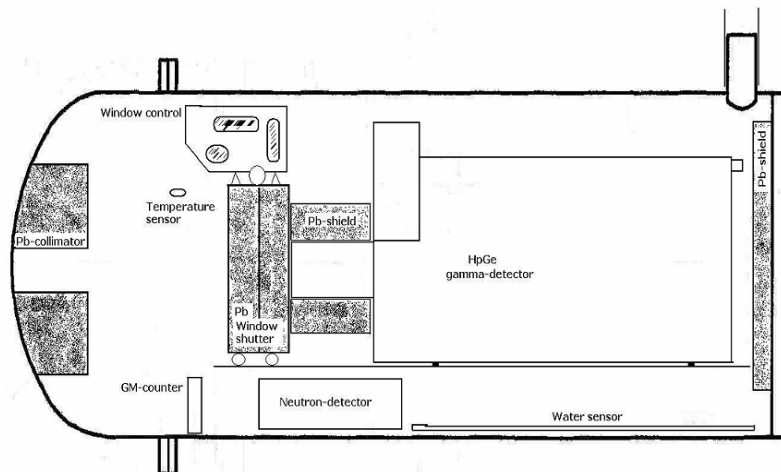
- egy HpGe detektor elhelyezése, elektronikával együtt (kis- és nagyfeszültség, jelzés);
- az általános gamma-háttér monitorozását végző Geiger-Müller számláló üzemeltetését;
- a spontán hasadási neutronokat figyelő neutron-detektorok üzemeltetését;
- a detektorok és a külvilág elektronikai közötti kommunikációt;
- a megfelelően megtervezett és legyártott ólom-pajzsok, kollimátorok elhelyezését;
- kívülről vezérelt, zárt és nyitott ólom kollimátorral történő méréseket;

- az "U-alakú csónakokon" belüli állapotok és feltételek ellenőrzését: hőmérséklet, vízátlóság, folyékony nitrogén a detektor Dewar-edényben.

A két mérőrendszer az alábbi részekből épül fel (3.10. ábra):

"VAZUL" a nagy: átmérő 500 mm (+120 a zárócsavaroknál), hosszúság 870 mm, 100 cm³ HpGe gamma detektor, GM-cső, neutron-detektor, hőmérséklet- és vízérzékelők.

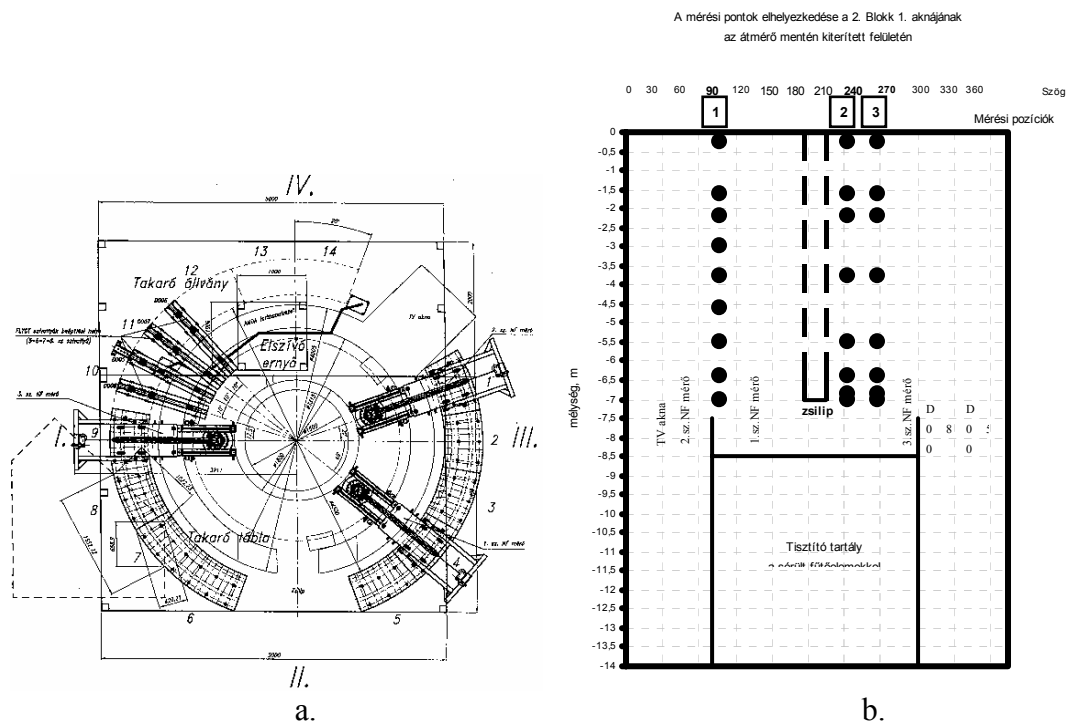
"KUND" a kicsi: átmérő 500 mm (+120 a zárócsavaroknál), hosszúság 665 mm, 10 cm³ HpGe gamma detektor, GM-cső, hőmérséklet- és vízérzékelők.



4.13. ábra A detektor tárolóegységek- és a berendezés belső része

Mérési pontok

A vizsgálati helyek kiválasztása az 1. sz. akna felülete hozzáférhetőségének megfelelően történt. A pontok geometriai elrendezését az 4.14./a ábra mutatja. Ezen pontok mélységbeli tagozódása az ábra b. részén látható.



4.14. ábra A mérési pozíciók vízszintes elhelyezkedése (a) és a pontok függőleges helyzete (b) 1. sz. akna falán

A mérések során 25 víz alatti hely és 3 száraz pont vizsgálatára került sor. A gamma-spektrumok felvétele egy nyitott kollimátorral, illetve egy zárt kollimátorral készült. Az alfa-spektrumok elemzésére két pontban került sor, az 1-es és a 3-as pozíciókban. A feladat végrehajtása során 104 db gamma- és alfa-spektrum került felvételre.

Az alfa-spektrometriai eredményeket számításainknál nem használtuk fel, mivel a sugárvédelmi tervezés során a levegő aktivitás-koncentrációra határoztunk meg szinteket (lásd 4.4.3.2. fejezet) a falon lévő szennyeződésektől függetlenül. A külső sugárterhelések meghatározásához és az árnyékolások megfelelőségének igazolására a gamma-sugárzó nuklidok felületi szennyezettségeit használtuk fel.

Ezen mérési eredmények a 4.4. táblázatban szerepelnek. Az egyes mérési pontokban összesített értékek és adott izotópok összesített aktivitásának hibáját (σ_u) az egyes az adatok szórásának ismeretében ($\sigma_x, \sigma_y, \sigma_z, \dots$) becsültük meg:

$$\sigma_u = \sqrt{\left(\frac{\partial u}{\partial x}\right)^2 \cdot \sigma_x^2 + \left(\frac{\partial u}{\partial y}\right)^2 \cdot \sigma_y^2 + \left(\frac{\partial u}{\partial z}\right)^2 \cdot \sigma_z^2 + \dots}$$

A gyakorlati számítások során hibákat, ill. a számított konfidencia intervallumokat az egyéb műszaki szempontok miatt nem vettük figyelembe, de a könnyebb értelmezhetőség érdekében mérési eredmények mellett feltüntettük a 4.4. táblázatban.

A fal szennyeződés főleg hasadási termék aktivitásból tevődik össze. A korróziós termékek hozzájárulása elhanyagolható. A Ce-144 a legmagasabb aktivitású komponens, amely a gamma-sugárzók teljes aktivitásának kb. 60%-át, a Cm-144 a legmagasabb aktivitású alfa-sugárzó, az alfa-sugárzók teljes aktivitásának kb. 35%-át teszi ki.

A 7 méteres mélységre vonatkozóan átlagolt felületi szennyezettségek, (Bq/cm²):

1-es pozíció: 7182 2-es pozíció: 8894 3-as pozíció: 9351

Ha a felületi szennyezettségeket a különböző pozíciókra vonatkozóan átlagoljuk annak érdekében, hogy átlagos képet lehessen kapni az 1. sz. akna átlagos szennyeződési szintjéről, akkor az eredmény az alábbiak szerint alakul:

8500 Bq/cm², vagy kerekítve 85 MBq/m² a hasadási termékekre,
107 Bq/cm², vagy kerekítve 1,1 MBq/m² a transzurán izotópokra.

4.4. táblázat Az 1. sz. akna falán a gamma-sugárzó nuklidok felületi szennyezettségei (Bq/cm²) a három mérési pozícióban, az akna peremétől mért távolság (cm) szerint

(cm)	-27		-160		-220		-379		-463		-550		-638		-700		Sum	Rel, %
1. pozíció	Bq/cm2	+/-%	Bq/cm2	+/-%	Bq/cm2	+/-%	Bq/cm2	+/-%	Bq/cm2	+/-%	Bq/cm2	+/-%	Bq/cm2	+/-%	Bq/cm2	+/-%		
Ag-110m	41	45.2	9	69.3	7	98.1	5	89.4	10	63.7	1	144.7	44	67.5	0		117	0.2
Ce-144	5075	10.1	3729	3.1	3645	9.8	2421	8.7	3016	4.4	2539	7.5	4389	15.7	7807	17.6	35330	54.7
Co-60	133	1.2	67	3.5	46	3.7	41	3.6	37	4.9	13	4.1	37	23.2	125	1.5	550	0.9
Cs-134	580	4.5	795	7.1	813	7.6	796	9.1	821	6.2	897	10.1	843	14.7	1263	22.6	7543	11.7
Cs-137	1002	12.2	1506	3.4	1543	3.5	1586	4.0	1593	4.1	1666	4.5	1482	6.3	2262	9.9	14122	21.8
Eu-154	146	11.4	116	12.2	109	9.5	100	16.0	84	13.5	91	14.0	114	54.1	57	140.8	907	1.4
Mn-54	20	5.2	7	23.0	3	66.2	4	52.5	1	184.4	1	231.0	13	108.8	0		51	0.1
Ru-106	1997	25.2	269	32.9	314	1.4	442	27.7	432	22.5	342	0.3	630	78.4	0		4934	7.6
Sb-125	260	5.1	127	13.7	146	7.1	106	14.0	105	8.9	103	13.7	140	43.3	0		1085	1.7
Össz	9254		6626		6625		5500		6098		5653		7692		11514		64640	100.0
2. pozíció																		
Ag-110m	27	76.1	5	33.3	0	144.7	3	117.3	4	65.6	51	49.9	111	26.3	0		201	0.3
Ce-144	5388	9.5	4782	4.1	4491	4.3	4506	9.1	2770	8.1	3869	8.3	6094	14.4	7284	22.9	39183	55.1
Co-60	119	5.3	70	2.7	60	4.6	44	3.2	32	3.2	58	6.2	69	66.1	132	57.6	585	0.8
Cs-134	750	9.1	1027	9.5	991	8.5	990	6.1	841	8.5	770	8.9	1007	33.1	1613	42.6	7991	11.2
Cs-137	1451	5.8	1900	3.5	1855	3.7	1898	3.8	1668	4.0	1436	4.7	1009	8.9	2563	6.6	13779	19.4
Eu-154	132	1.4	138	12.5	126	16.1	142	22.0	73	8.4	206	8.1	488	60.3	86	140.8	1391	2.0
Mn-54	12	90.6	2	257.9	0	0.0	0	0.0	1	169.9	15	67.4	0	0.0	0		30	0.0
Ru-106	2030	8.5	517	6.3	414	16.3	529	14.9	416	0.5	1073	24.5	1861	48.9	0		6840	9.6
Sb-125	253	31.3	177	19.5	159	13.2	165	9.9	113	13.5	104	25.7	182	141.4	0		1155	1.6
Össz	10163		8619		8096		8278		5918		7582		10821		11679		71155	100.0
3. pozíció																		
Ag-110m	39	13.5	7	87.1	7	90.7	4	112.6	6	87.2	9	97.8	30	89.0	0		102	0.1
Ce-144	6070	11.2	4299	7.7	4735	12.6	3915	8.0	3782	7.5	5827	5.9	4502	10.0	11546	41.8	44676	59.7
Co-60	132	7.4	45	3.3	38	7.4	34	0.2	27	6.1	45	3.5	44	22.2	96	4.7	461	0.6
Cs-134	791	9.7	1025	8.6	979	6.6	938	7.5	931	6.4	918	19.6	616	29.4	1525	35.8	7723	10.3
Cs-137	1392	7.3	1865	3.5	1835	3.6	1849	3.8	1767	3.7	1497	4.5	1292	7.8	2189	6.0	13685	18.3
Eu-154	159	10.8	142	9.8	156	26.4	119	19.1	119	7.4	202	19.8	189	21.9	227	116.5	1312	1.8
Mn-54	19	4.9	0		0		0		0	1201.6	6	156.8	25	167.0	0		50	0.1
Ru-106	2302	14.1	513	12.5	213	90.8	471	37.5	508	20.6	879	24.3	469	30.6	0		5353	7.2
Sb-125	391	29.2	119	9.0	100	33.8	138	0.7	96	22.9	33	4.9	564	32.5	0		1441	1.9
Össz	11295		8014		8063		7468		7236		9415		7730		15583		74804	100.0

4.1.3.2 Az 1. sz. akna falán kötődött radioaktív szennyeződések dóziszjáruléka

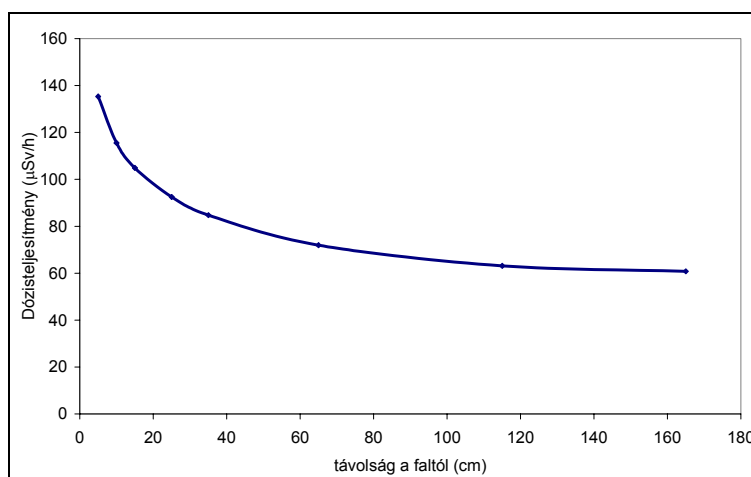
A 4.4. táblázat adataiból kiindulva az 1. sz. akna falán átlagosan az alábbi felületi szennyezettségek alakultak ki a magasság függvényében:

Bq/cm ²	-27 cm	-160 cm	-220 cm	-379 cm	-550 cm	-638 cm	-688 cm	-700 cm
Ce-144	5511	4270	4291	3614	3030	4695	5298	8879
Cs-137	1282	1757	1744	1778	1701	1472	1150	2338
Cs-134	707	949	927	908	890	844	812	1467
Ru-106	2110	433	313	481	422	861	1165	0
Sb-125	302	141	135	137	104	92	373	0
Eu-154	146	132	130	120	94	174	338	123
Co-60	128	61	48	40	24	47	56	118
Ag-110m	35	7	5	4	4	35	70	0
Mn-54	17	3	1	1	1	11	12	0

Az értékeket lefutása alapján megállapítható, hogy azokat mélység szerint tovább átlagolva nem követünk el számottevő hibát, ha az így kapott koncentrációkat használjuk a dózisszámítások kiindulási adataiként:

Nuklid	Bq/cm ²	Nuklid	Bq/cm ²
Ce-144	4948	Eu-154	157
Cs-137	1653	Co-60	65
Cs-134	938	Ag-110m	20
Ru-106	723	Mn-54	6
Sb-125	161		

Ez alapján az aknában árnyékolás nélkül a falról származó sugárzás hatására a következő gamma-dózisteljesítmény alakul ki:



4.15. ábra Az 1. sz. aknában árnyékolás nélkül a faltól származó sugárzás hatása

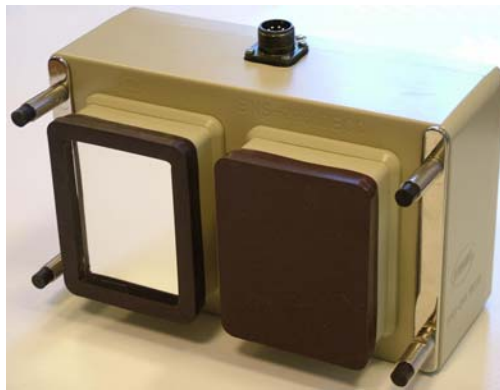
A számítás során henger geometriát alkalmaztunk, a hengerpalást magassága: 6 m, a henger sugara: 165 cm. Feltételeztük, hogy szennyeződést a henger palástján egyenletesen oszlik el. Egyszerűsítő feltételként a visszaszórást nem vettük figyelembe.

4.1.3.3 Az 1. sz. akna falának szennyezettség mérése a dekontaminálás során

A 2. blokki 1. számú akna helyreállításának megkezdése előtt az 1. számú akna dekontaminálása során az akna falának felületi szennyezettségét meg kellett határozni. A dekontaminálásra egyrészt azért van szükség, hogy a falról a nem fixált szennyezők ne kerülhessenek a levegőbe, másrészt a munkaplatformon a dózisteljesítmény alacsony legyen. Az igen magas háttérsugárzás miatt egy speciális mérőberendezést kellett kialakítani és a mérések során használni a felületi szennyezettség meghatározására. A felületi szennyezettség intenzív gamma-háttérben történő méréseknél a mérési eljárás és a háttér-kompenzációs egyedi szoftver kifejlesztésénél két magyar szabadalom jelentette a referenciát [59, 60].

A mérőrendszer kialakítását és a mérési eredményeket 2006-ban Siófokon az Őszi Radiokémiai Napokon és a Paksi Atomerőmű Műszaki Alkotói pályázatán mutattuk be [61].

A mérőrendszer 1. sz. aknába leengedhető sugármérő két elektronikusan azonos felépítésű távadót foglal magába, amelyeknek detektora egy-egy nagyfelületű halogén töltésű GM cső. Az egyik detektor béta-szűrővel van ellátva, így az a gamma háttérsugárzást méri, a másik - szűrő nélkül - összes-béta és gamma-sugárzás detektálását végzi. A készülék működéséhez csak RS-485-ös soros vonali kapcsolat és tápellátás szükséges. A távadó hermetikusan zárt, mely légmentesítő nyíláson keresztül túlnyomás létesítésével ellenőrzött. A távadó festése, kikészítése ellenáll az időjárás és a mentesítő folyadékok (alkohol, lúgos mosószerek) károsító hatásának (4.16. ábra).



4.16. ábra A BNS-298 DECO jelű felületi béta-szennyezettség távadó

Két intelligens távadó részegység külön-külön dolgozza fel a detektorok jeleit, és tárolja el a mérési adatokat lekérdezésig. A rendszerhez csatlakozó számítógép vezérli és lekérdezi a távadókat és háttérlevonással kiszámítja a béta-aktivitást. A műszer alapvetően magas gamma-, vagy röntgensugárzás mellett a felületi béta-szennyezettséget méri. A vékony fóliával védett béta detektor mellett helyezkedik el a vastag gumisapkával védett gammadetektor. A készülék csereszabatos részegységekből épül fel, időszakos ellenőrzése, hitelesítése szétszerelés nélkül elvégezhető.

4.1.3.3.1 A mérés elve

A méréseket a Betadeko számítógépes program vezérli. Az indított mérés üzemmódot használva a program 2 másodpercenként lekérdezi a detektoroktól a mérés eredményét és pontosságát. A bétamérés előtt zárt gumisapkát helyezve mindkét detektorra, a két dózisteljesítményt egyformára kell beállítani az adott sugárzási térben, a kívánt kimutatási határ egynegyedénél kisebb statisztikus hiba mellett. A háttérmérés után a bétadetektorra nyitott gumisapkát téve indulhat a szennyezettség mérés. A gyűjtött adatokból a program folyamatosan számítja a felületi béta-szennyezettséget és a statisztikus hibát. A mérés addig tart, amíg a hiba lecsökken az előírt érték alá, vagy a mérési idő letelik.

A számítógépes algoritmus automatikus háttér-kompenzációval, a belső faktorok által meghatározott megbízhatósági szintekkel számolva biztosítja a helyes kijelzést. Az algoritmus a következő függvények alapján számolja ki a béta szennyezettséget (D_b) és annak relatív hibáját (h_b):

$$D_b = (D_2 - D_1 \cdot K_f) \cdot H_b \quad h_b = H_b \cdot \sqrt{D_2^2 \cdot h_2^2 + D_1^2 \cdot K_f^2 \cdot h_1^2} / D_b$$

ahol:

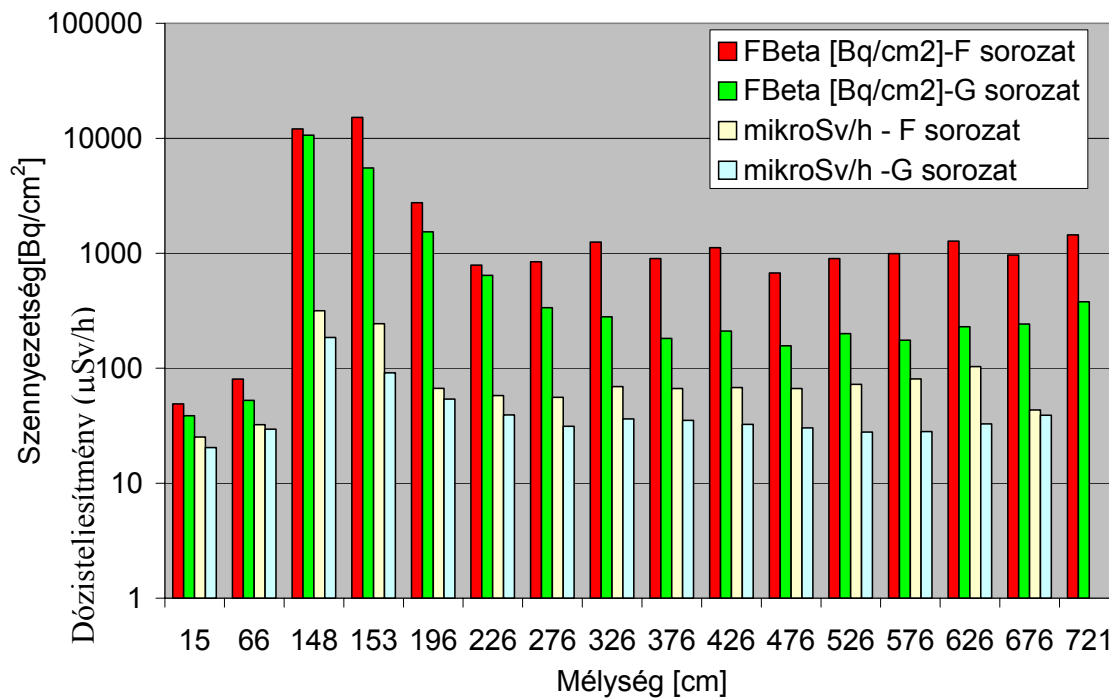
A gamma detektor által mért dózisteljesítmény értéke [Gy/h]	D_1
D_1 2 σ relatív hibája	h_1
A gamma+béta detektor által mért dózisteljesítmény értéke [Gy/h]	D_2
D_2 2 σ relatív hibája	h_2
A gamma és a gamma+béta detektor összerendelésére szolgáló korrekciós faktor	K_f
A gamma+béta detektor béta sugárzásra vonatkozó hatásfoka	H_b

4.1.3.3.2 *A mérések elvégzése*

A dekontaminálás során a mérésorozatok elvégzésére mérési programot készítettünk. Ennek első része a dekontaminálási ciklusszám meghatározását segítette elő, a mérési sorozatok második felében pedig a nagynyomású manipulátoros lemosás elvégzése előtt és után végeztük el a **BNS-298 DECO** műszerrel a felületi szennyezettség mérését.

A rendszer jeladó részét az átrakógép mozgatta az 1. sz. akna belső felületén mátrixszerűen kijelölt mérési koordinátákra, így biztosítható volt, hogy a dekontaminálás előtt és után azonos helyeken történjen a mérés.

A 4.17. ábrán a dekontaminálás előtti (F sorozat) és utáni (G sorozat) gamma-dózisteljesítmény és felületi szennyezettség mérési eredmények láthatók, míg 4.5. táblázatban a nagy számú mérési eredményből a dekontaminálás utáni mérési sorozat látható. A Z1–Z7. pontok az 1. sz. akna kijelölt magasságait jelölik.



4.17. ábra Mérési eredmények a dekontaminálás előtt és után

4.5. táblázat β -felületi szennyezettség és γ -dózisteljesítmény a dekontaminálás után

		1. tengely	2. tengely	3. tengely	4. tengely
Z1	FSZ [Bq/cm ²]	10,07	80,47	39,49	24,34
	Dt. [μ Sv/h]	17,4	24,4	21,3	18,5
Z2	FSZ [Bq/cm ²]				
	Dt. [μ Sv/h]	120	55	85	120
Z3	FSZ [Bq/cm ²]	47,78	73,76	51,6	37,03
	Dt. [μ Sv/h]	25	36,2	31,4	25,6
Z4	FSZ [Bq/cm ²]	43,73	5728	7312	4617
	Dt. [μ Sv/h]	110	70	90	130
Z6	FSZ [Bq/cm ²]	15110	8059	12370	2009
	Dt. [μ Sv/h]	101	106	124	84,7
Z7	FSZ [Bq/cm ²]	13,21	1484	1649	1699
	Dt. [μ Sv/h]	42,7	104	54,6	47,1
-0,5m	FSZ [Bq/cm ²]	327,3	369,5	291,8	354,1
	Dt. [μ Sv/h]	26,5	82,3	24,6	22,4
-1,0m	FSZ [Bq/cm ²]	254,8	366,2	247,7	250,3
	Dt. [μ Sv/h]	26,3	101	24,4	24,8
-1,5m	FSZ [Bq/cm ²]	173,5	258,3	169,1	147
	Dt. [μ Sv/h]	25,9	103	24,4	21,5
-2,0m	FSZ [Bq/cm ²]	168	363,2	186	126,6
	Dt. [μ Sv/h]	30	90,8	25,3	23,8
-2,5m	FSZ [Bq/cm ²]	126,8	223,9	175,7	101,4
	Dt. [μ Sv/h]	30,4	83,8	28,6	27,1
-3,0m	FSZ [Bq/cm ²]	124,2	358,9	219,9	102,6
	Dt. [μ Sv/h]	37,2	70,8	34,2	32,2
-3,5m	FSZ [Bq/cm ²]	145,5	300,9	127,4	128,1
	Dt. [μ Sv/h]	45	74,2	40,5	36,6
-4,0m	FSZ [Bq/cm ²]	194,1	391,2	172,2	160
	Dt. [μ Sv/h]	55,9	92,7	47,2	47,9
-4,5m	FSZ [Bq/cm ²]	239,8	367,2	210,7	149,8
	Dt. [μ Sv/h]	75	115	58,4	60,2
-5,0m	FSZ [Bq/cm ²]	466,8	464,9	315,6	270,4
	Dt. [μ Sv/h]	101	135	81,7	77,1
Z5	FSZ [Bq/cm ²]	598,9	603,5	633,4	734
	Dt. [μ Sv/h]	33,2	93,1	30	31,8

A mérőrendszer jól használható magas háttérsugárzás esetén felületi szennyezettség meghatározásra, a dekontaminálás hatékonyságának megállapítására. A mérési eredmények alapján rendeltük el az 1. számú akna vállrészének (Z4, Z6 felületek) ismételt kézi dekontaminálását az alacsony felületi szennyezettség biztosítása érdekében. A mérések alapján megállapítható, hogy kicsi volt a dekontaminálás határfoka, de így is kicsi a fal dózisteljesítmény járuléka.

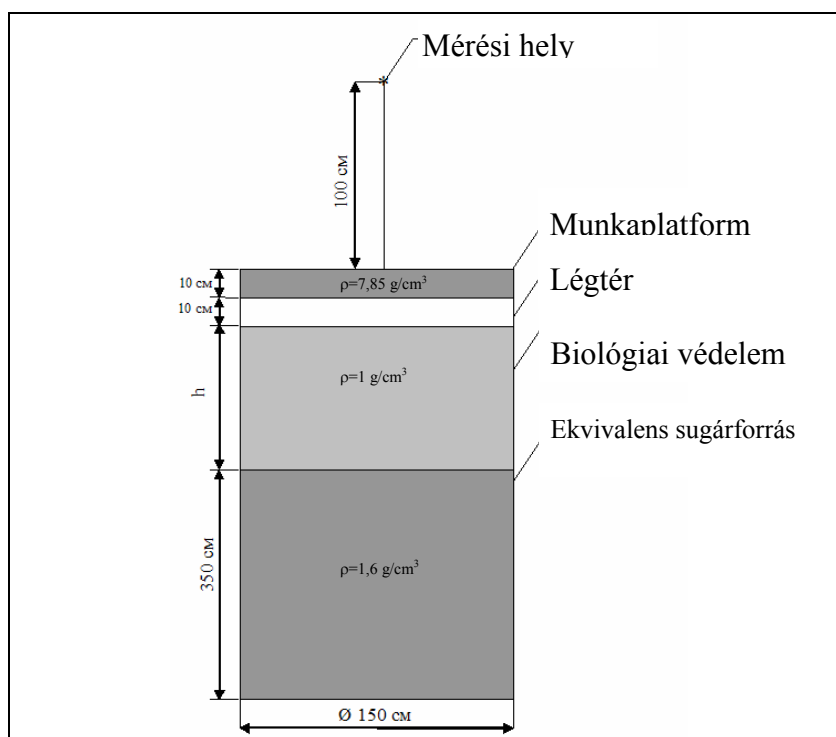
4.1.4. Összefoglalás

Ebben az alfejezetben elvégeztem a sugárvédelmi állapotfelmérést és az eredmények értékelését. A sérült fűtőelemek izotóp összetételéből kiindulva, modellszámítások alapján meghatároztam a tisztítótartály körül kialakuló gamma-dózisteljesítmények várható értékeit, majd az 1. számú aknában lévő, radioaktívan szennyezett víz radionuklid-összetétele alapján meghatároztam a víz felett kialakuló dózisteljesítmény teret. A modellszámításokat helyszíni dózisteljesítmény mérésekkel validáltam. A dekontaminálás során új eljárást alkalmaztam az intenzív gamma háttérben történő felületi béta-szennyezettség meghatározására. Az 1. számú akna és környezete állapotának részletes ismerete lehetővé tette a helyreállítás tervezése során a megfelelő szervezési és műszaki intézkedések meghozatalát.

4.2. A munkaplatform és a kapcsolódó technológiák sugárvédelmi tervezése

4.2.1. A sérült fűtőelemek árnyékolásához szükséges vízréteg vastagságának számítása

A sugárvédelem tervezéséhez a 4.1. táblázatban szereplő aktivitások ismeretében, az anyagi és geometriai jellemzők alapján számítható a fűtőelemek sugárzási tere, ami alapján el lehetett végezni a sugárvédelmi árnyékolások tervezését. Az árnyékolások tervezésénél figyelembe kellett venni az érvényes sugárbiztonsági normákat is, ezek a 4.3.4. fejezetben találhatók. A számításokat MicroShield 5.0 szoftverrel végeztük el [15]. A 30 darab sérült kazettát tartalmazó tisztító tartály bonyolult geometriájú sugárforrás. A számítások során ekvivalens sugárforrásként olyan sugárforrás került elfogadásra, amelynek aktivitása egyenlő a 30 darab fűtőelem aktivitásával. A sérült fűtőelemek pontos geometriája a tervezés ezen fázisában nem volt ismert, ezért ezeket egy ekvivalens sugárforrással közelítettük, ami egyenletesen töltötte ki a tisztítótartály belső térfogatát.



4.18. ábra A védő vízréteg számítási sémája

A munkaplatform padlózatának 100 mm-es vastagságú acélból történő elkészítése esetén a gamma-sugárzás csökkentési tényezője ~30-as érték (0,661MeV energiánál), ami biztosítja a szükséges sugárvédelmet az 1. sz. akna szennyezett vizéből és a tisztító tartályban levő sérült fűtőelemekből eredő gamma-sugárzásra vonatkozóan. A 4.6. táblázatban található a munkaterületre számított dózisteljesítmények különböző vízréteg vastagságok esetén.

4.6. táblázat A gamma-sugárzás teljesítménye a munkaterületen és a reaktorpódiumon

A vízréteg vastagsága (h), cm	A gamma-sugárzás dózisteljesítménye, $\mu\text{Sv/h}$		
	A munkaterület padlóján	A munkaterületen 100 cm magasságban	Reaktorpódium szinten, munkaplatform nélkül
200	10	6,4	29
250	0,7	0,5	2,5

A technológiai műveletek végrehajtásához a munkaterület padlójában feltételezett egy ~1245x400 mm méretű technológiai nyílás megléte, amely részben ólomüveg ablakkal, vagy ólom védőfedéllel van lezárva (sűrűsége 6,4 g/cm³). Némely külön művelet végrehajtása során a feltételezés szerint a munkavégzés teljesen, vagy részlegesen nyitott technológiai nyílás mellett történik. A 4.7. táblázatban szerepelnek nyitott technológiai nyílás mellett a tisztítótartályban lévő üzemanyagból származó gamma-sugárzás dózisteljesítményére vonatkozó számítások eredményei a munkaplatform feletti 100 cm-es magasságra vonatkoztatva.

4.7. táblázat A technológiai nyílás fölötti gamma-sugárzás dózisteljesítménye

A vízréteg vastagsága (h), cm	A gamma sugárzás dózisteljesítménye a munkaterületen nyitott technológiai nyílás mellett, $\mu\text{Sv/h}$
200	136
250	12

Mivel a munkaplatformon a dózisteljesítménynek kisebbnek kell lenni, mint 40 $\mu\text{Sv/h}$, a munkák végrehajtása során a vízrétegnek ~250 cm vastagnak kell lennie.

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 vízréteg vastagság a platform és a szerszámok méretezésének tervezési alapja.

4.2.2. A munkaplatform sugárvédelmi tervezése

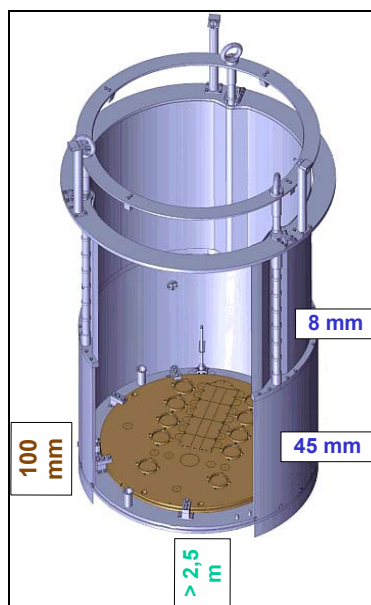
A személyzetnek a szennyezett vízből eredő radioaktív sugárzás elleni sugárvédelme érdekében szükséges árnyékolás, ha a víz aktivitás-koncentrációja Cs-137 aktivitására átszámítva meghaladja a 10⁴ Bq/dm³ értéket. A munkaplatform (4.19. ábra) feladata az, hogy segítségével a személyzet elvégezze a kiegészített nukleáris üzemanyag kirakásával kapcsolatos munkákat. A munkaplatform biztosítja a személyzet részére, hogy a tisztítótartály felett dolgozhassanak változtatható magasságokban. A munkaplatform olyan fém szerkezeti elemeket tartalmaz, amelyek biztosítják a személyzet védelmét az ionizáló sugárzásokkal szemben.

A munkaterületen tartózkodó személyzet védelme érdekében olyan árnyékolás kiépítése szükséges, amelynek gyengítési tényezője nem kevesebb, mint 100, ezt a platform aljának megfelelő (100 mm vastag acél) kialakításával lehet elérni, továbbá a munkaplatform technológiai nyílásának nem használt részét le kell fedni védőfedelelkel.

A platform egy keretből és egy ezen belül forgatható padozattól (munkaplatform) áll. A forgatható padozat feladata a szerszámok megfelelő pozicionálása a tisztítótartály különböző területeire, a padozat elforgathatóságának segítségével és egyúttal a személyzet ionizáló sugárzással szembeni védelmét is szolgálja az alulról jövő sugárzással szemben. Ez gyakorlatilag egy 100 mm vastagságú acéllemez, amelyen az alatta elhelyezendő berendezések számára vannak furatok:

- az operatív megfigyelést végző tv-kamera rúdja,
- az operatív megfigyeléshez szükséges lámpa rúdja,
- az ideiglenesen használt hőmérsékleti és sugárvédelmi ellenőrző távadók rúdjai.

Minden furat el van látva védődugóval, amely biztosítja a személyzet védelmét az ionizáló sugárzással szemben.



4.19. ábra A személyzet sugárvédelmét szolgáló platform

A vízből származó sugárterhelés csökkentésére a legkézenfekvőbb módszer annak tisztítása. Azonban a víztisztítók folyamatos üzemeltetésével is csak egy bizonyos szintre lehet csökkenteni az aktivitás-koncentrációját, mivel fűtőelemekből folyamatosan oldódnak ki radioaktív izotópok. A kioldódás sebessége pedig éppen a munkavégzés során emelkedhet meg jelentősen, mivel a kazetták mozgatásával, eddig még zárt részek is felnyílhatnak, valamint a rendszer szubkritikusságának biztosítása érdekében a víz bórsavtartalmát meg kell emelni, ami tovább növeli a fűtőanyag oldódási sebességét.

Természetesen a lehető legoptimálisabb vízkémiai körülményeket kell elérni, azonban így is 10^6 Bq/dm³ (¹³⁷Cs-re vonatkoztatott) aktivitás-koncentrációval kell számolni, ami az egyes munkafolyamatok hatására időszakosan 10^7 Bq/dm³-re emelkedhet, ami a víz felett 0,1-1 mSv/h dózisteljesítményt eredményezne. Ilyen dózisviszonyok mellett természetesen nem lehet huzamosabb idejű munkavégzést folytatni, ezért további árnyékolásról kell gondoskodni. A vas sugárgyengítési jellemzőit a 4.8. táblázatban foglaltam össze.

4.8. táblázat A vas sugárgyengítési jellemzői

E (MeV)	μ (cm ² /g)	D1/2 (cm)	100 mm vas gyengítése
0.2	0.14	0.64	52595
0.3	0.11	0.83	4286
0.4	0.09	0.96	1382
0.5	0.08	1.06	672
0.6	0.08	1.16	396
0.8	0.07	1.33	185
1	0.06	1.48	108

Az értékek a következő ismert formula alapján számíthatók:

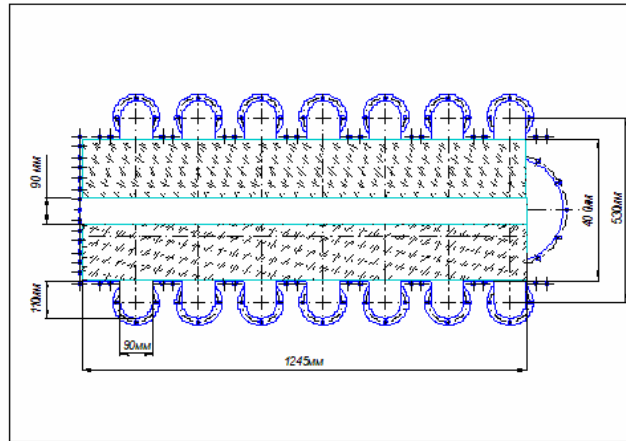
$$I/I_0 = e^{-(\mu/\rho) \cdot x}$$

ahol:

- I_0 : a gyengítetlen sugárzás intenzitása (Gy),
- I : az árnyékolt sugárzás intenzitása (Gy),
- x : a árnyékoló réteg vastagsága (esetünkben 100 mm),
- μ : a vas tömeggyengítési együtthatója az adott energián (cm²/g) és
- ρ : az árnyékoló réteg sűrűsége (g/cm³).

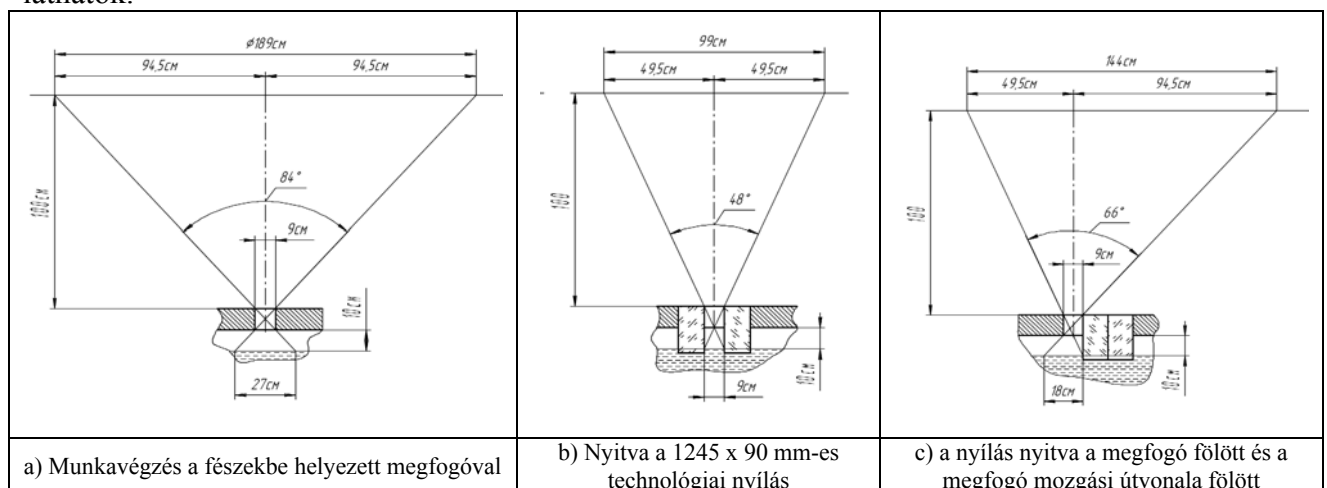
A 100 mm-es árnyékoló réteg gyengítését az utolsó oszlop mutatja. A 0,661 MeV-re számszerűen 330-szoros gyengítés adódott, aminek hatékonyságát csökkenti a nyitott technológiai nyíláson beszőródó sugárzás.

A szerszámmal végzett műveletekhez elengedhetetlenül szükség van egy ~1245x90 mm-es technológiai nyílásra, amely a 4.20. ábrán látható.



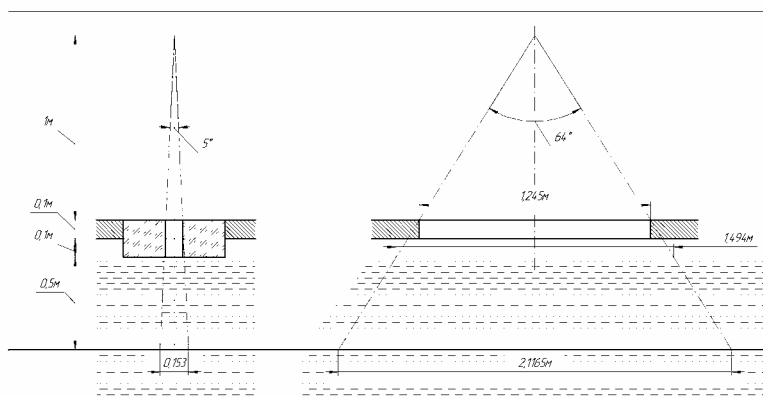
4.20. ábra A technológiai nyílás

A különböző munkafázisok esetén szükséges technológiai nyílások kialakítása a 4.21. ábrán láthatók.



4.21. ábra A gamma-sugárzás nyílásszöge különböző nyitott technológiai nyílások esetén

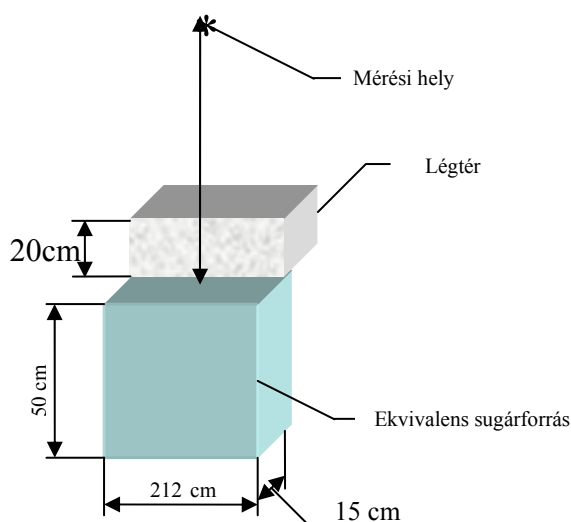
A munkaterület padló szintjéhez képest 1 m magasságra történő dózisteljesítmény számítás a 4.21/b. ábra alapján történt. Ebben az esetben a dózisteljesítmény döntő részét a víz 4.22. ábra szerinti „látható” térfogata adja. Az 1. sz. akna szennyezett vízből eredő gamma-sugárzás dózisteljesítményének számításánál a modellező ekvivalens sugárforrásként téglatest került alkalmazásra. Az ekvivalens sugárforrás 50 cm mélyen levő alapjainak hosszát a mérési pontból látható hosszak adják.



4.22. ábra Az ekvivalens sugárforrás méreteinek meghatározása

A számításoknál a 1245x90 mm nyitott technológiai nyílásnál a nyílás szintjéhez képest 1 m magasságban lévő mérési pont esetén az ekvivalens sugárforrás mérete 2120x150x500 mm. A számítási geometria a 4.22. ábra alapján készült axonometrikus 4.23. ábrán látható.

Sugárforrásként 1 g/cm³ sűrűségű víz szerepel a számításokban, melynek feltételezett aktivitása a Cs-137 szerinti nuklid tartalom 100 %-a.



4.23. ábra A gamma-sugárzás dózisteljesítményének számítási sémája 1245x90mm-es nyitott technológiai nyílás esetén

Az eredményeket különböző víz aktivitás-koncentrációk esetén a 4.9. táblázat tartalmazza.

4.9. táblázat A gamma-sugárzás dózisteljesítménye 1245x90mm-es nyitott technológiai nyílás esetén a munkaterület padló szintjéhez képest 1 m magasságban

Az 1. sz. akna vizének aktivitás-koncentrációja (A [*]), Bq/l	A dózisteljesítmény a nyitott technológiai nyílás felett 1 m magasságban, μSv/h
10 ⁶	3,4
10 ⁷	34

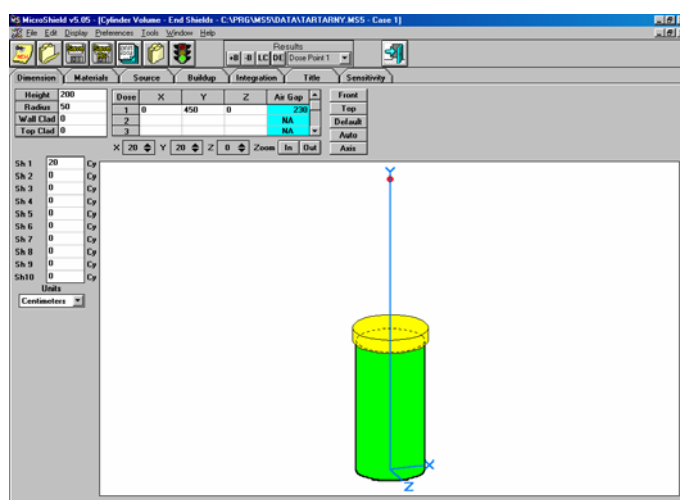
*A nyitott technológiai nyílás esetére vonatkozó számítások nem veszik figyelembe a többszörös szóródást.

A munkaplatform padlózatának 100 mm-es vastagságú acélból történő elkészítésével nyitott technológiai nyílás mellett a gamma-sugárzás csökkentési tényezője ~30-as érték, ami biztosítja a szükséges sugárvédelmet az 1. sz. akna szennyezett vizéből és a tisztító tartályban levő sérült fűtőelemekből eredő gamma-sugárzásra vonatkozóan.

4.2.2.1 A tervezéskor használt eljárások megfelelőségének vizsgálata

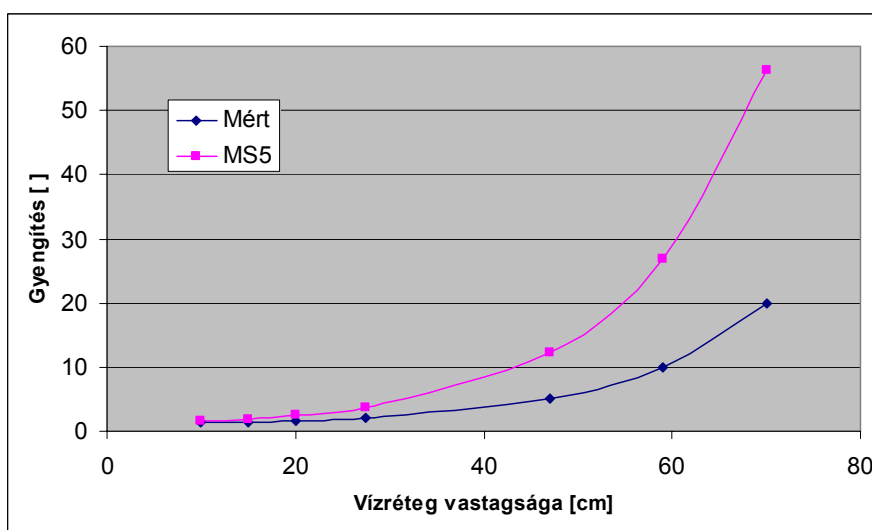
A tervezés során felmerült, hogy az általunk használt MicroShield (MS5) szoftver nagy kiterjedésű sugárforrások esetén nem a valóságnak megfelelő eredményeket adja. Ezért elvégeztünk egy összehasonlítást az Izotóp Intézetben elvégzett gyakorlati mérések eredményeiből számított gyengítési tényezők és a MS5 szoftver hasonló értékei között.

Az előzetes modellszámítások során konzervatívan az e szempontból a legkedvezőtlenebb ún. félvégtelen sugárforrás geometriák mellett valóban volt számottevő eltérés is, főként vékony árnyékoló rétegek esetén. Ezért tisztítótartályban lévő SF-ek sugárzási terének számítására elkészítettük az alábbi, gyakorlati szempontoknak is megfelelő, modellt:



4.24. ábra A számítási geometria sémája

A zöld henger jelenti a tisztítótartályban lévő kazettákat, amelyeket különböző rétegvastagságú (sárgával jelölt) vízréteggel fedtünk le. Ez szintén konzervatív megközelítést jelent, hiszen az egyes kazetták külön-külön már kisebb kiterjedésű sugárforrást jelentenek.



4.25. ábra A mért és számított gyengítési tényezők összevetése vékonyabb vízrétegeknél

Mivel az Izotópintézetben méréseket ^{60}Co és ^{137}Cs sugárforrásokkal végezték el, így az összehasonlíthatóság érdekében mi is ezeket használtuk. Természetesen a kazetták izotópleltára jóval összetettebb, de ez az egyszerűsítés a számítások megfelelőségének igazolására feltétlenül alkalmas. A ^{137}Cs -re számított eredmények összefoglalását a kisebb rétegvastagságok esetén mutatja a 4.25. ábra, lineáris léptékben. A számadatokat pedig a 4.10. táblázat mutatja:

4.10. táblázat A mért és számított gyengítési tényezők eredményeinek összevetése a víz árnyékoló hatásának vizsgálat során

H ₂ O [cm]	Gyengítés			Eltérés (Mért / MS5)
	Mért	MS5	No BuildUp	
10	1,3E+00	1,5E+00	2,4E+00	1,1
15	1,5E+00	1,9E+00	3,7E+00	1,3
20	1,7E+00	2,5E+00	5,6E+00	1,5
28	2,0E+00	3,8E+00	1,1E+01	1,9
47	5,0E+00	1,2E+01	5,8E+01	2,5
59	1,0E+01	2,7E+01	1,6E+02	2,7
70	2,0E+01	5,6E+01	4,2E+02	2,8
127	1,0E+03	3,4E+03	5,8E+04	3,4
160	1,0E+04	4,1E+04	1,0E+06	4,1
190	1,0E+05	4,1E+05	1,3E+07	4,1
220	1,0E+06	4,3E+06	1,8E+08	4,3

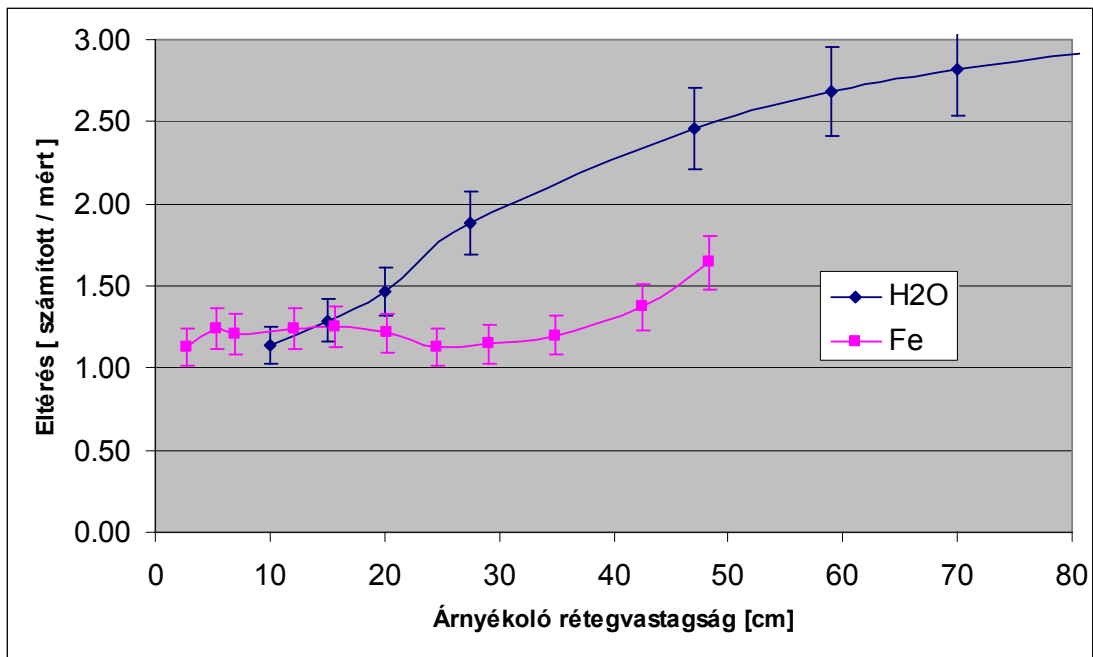
Az adatokból leolvasható, hogy a rétegvastagság növelésével némileg nő a különbség a gyengítések között, de még több méter vastag árnyékolás mellett is néhány-szoros tényezőkön belül marad. Ez a gyakorlati számításokhoz mindenképpen megfelelő, különösen, ha figyelembe vesszük a többi befolyásoló paraméter nagyfokú bizonytalanságát.

A számításokat a platform aljának árnyékolására használt vasra elvégezve a 4.11. táblázatban szereplő eredményeket kaptuk.

4.11. táblázat A mért és számított gyengítési tényezők eredményeinek összevetése a platform aljának anyagát alkotó vasra vonatkozóan

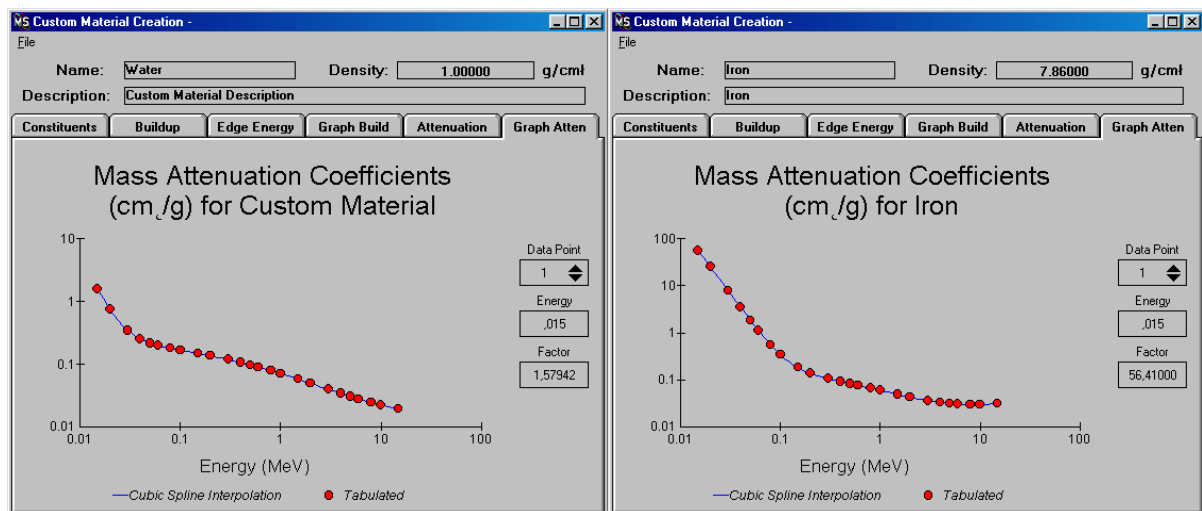
Fe [cm]	Gyengítés		Eltérés (Mért / MS5)
	Mért	MS5	
2,7	2	2,2	1,12
5,4	5	6,2	1,25
7	10	12,1	1,21
12,2	100	124,2	1,24
15,6	500	627,5	1,26
20,2	5000	6074,1	1,21
24,6	50000	56313,8	1,13
29,1	500000	573251,4	1,15
34,9	1,E+07	1,2E+07	1,20
42,5	5,E+08	6,9E+08	1,37
48,4	1,E+10	1,6E+10	1,64

Ebben az esetben eltérés mértéke már jóval kisebb, mint a víz esetén. A két vizsgálat ezen eredményeinek összevetése látható a 4.26. ábrán.



4.26. ábra A mért és számított gyengítési tényezők eltéréseinek összevetése a rétegvastagság függvényében

Ebből megállapítható, hogy vas esetén az eltérés gyakorlatilag elhanyagolható. Víz árnyékolás mellett, az eltérés egy része (5-10%) a közeg sűrűségének különbségéből ered, amit mi a modellben $1 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ -nek vettünk, a mérések során pedig $20 \text{ }^\circ\text{C}$ -os mérési környezet mellett, ez csak $0,998 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$, a nagyobb hányad pedig a gyengítési tényező energiafüggésére vezethető vissza 4.27. ábra.

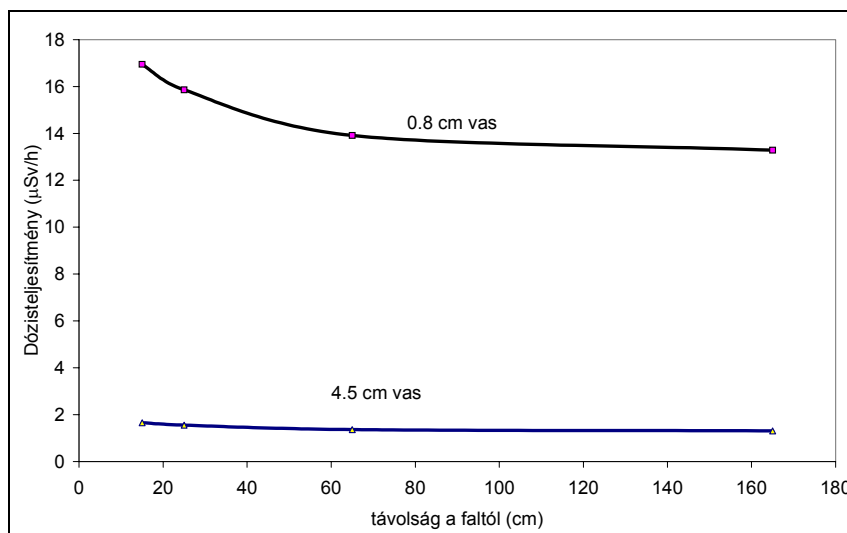


4.27. ábra A víz és a vas tömeggyengítési együtthatóinak energiafüggése

Ezek alapján megállapítható volt, hogy az ilyen módon a tervezett dózisteljesítmény szintek biztonsággal tarthatók lesznek a munkavégzés során, mivel a mért és a számított értékek eltérése jóval kisebb, mint a fent ismertetett tervezési fázisban alkalmazott konzervatívizmusok mértéke, amit később a platformon in situ elvégzett dózisteljesítmény mérések is igazoltak.

4.2.2.2 A munkaplatform aljának és oldalának árnyékolása

A 4.1.3.2. fejezetben bemutatásra került, hogy az aknában árnyékolás nélkül a falról származó sugárzás hatására milyen dózistér alakul ki. A platform behelyezése után ezeket a dózisteljesítmény értékeket a 0,8 cm (fent) és 4,5 cm (a munkaterületen 2 m-es magasságig) vas árnyékolás tovább csökkenti:



4.28. ábra Az 1. sz. aknában a falról származó sugárzás hatása az árnyékolás után

Távolság a faltól (cm)	Nincs árnyékolás	0.8 cm vas	4.5 cm vas
165	61	13.3	1.3
115	63		
65	72	13.9	1.4
35	85		
25	92	15.9	1.6
15	105	16.9	1.7

A faltól származó átlagos érték a munkaterületen 1,5 µSv/h, ami a fal közelében 2 µSv/h-ig is felemelkedhet. A platform felső részén 13-15 µSv/h körüli értékek várhatóak, de itt nem tartózkodnak huzamosabb ideig a dolgozók, ezért csak 0,8 cm vastag vas árnyékolás lett ide tervezve. A dózisteljesítmény figyelmeztető szintje a munkavégzés során 40 µSv/h, ebből vesz el 1,5 µSv/h-t a fal járuléka. Ezek alapján a munkaplatform tervezéskor meghatározott oldalfal vastagságok biztonsággal kielégítik a sugárvédelmi követelményeket.

A zárt oldalfal létesítésének sugárvédelmi célja az akna szennyezett felületéről potenciálisan eredeztethető belső sugárterhelés megelőzése és a béta-sugárzóktól származó külső sugárterhelés elkerülése.

Nem szerepe önmagában a nagy áthatoló gamma-sugárzás elleni védelem. Azonban míg a 8 mm-es acél falvastagsága (felső rész) az előző két cél megvalósításához elegendő, a 45 mm-es vastagság a 3,0-7,7-szeres gyengítési tényezővel (kivéve a nagyon lágy energiájú Ce-144 és Eu-155 izotópokat, ahol ez az érték lényegesen kedvezőbb) már elősegíti a dolgozók munkavégzési helyén a kisebb járulékos gamma-dózisteljesítmény érték kialakulását is.

Az 1. aknából eddig kiemelt alkatrészekben 1-1,5 nagyságrenddel kisebb felületi szennyezett-ségeket regisztráltunk, mint amely értéket tervezési alapként felhasználtunk a számításokhoz. A Ce-141 már elbomlott, a Ce-144 aktivitása pedig annak egy évnél rövidebb felezési ideje ($T_{1/2}=284$ nap) miatt a dekontaminálás megkezdésének időpontjára kb. háromszor feleződni

fog, ami közel egy nagyságrendnyi csökkenést eredményez. Preventív intézkedésként a dekontaminálás megkezdése előtt legalább 1 hónappal szükséges lesz az akna vizének folyamatos tisztítása, hogy a felületekről a lassú visszaoldódás érdemi legyen. Így konzervatív feltételezésként legyen $4 \mu\text{Sv/h}$ a figyelembe veendő faltól származó járulék (a platform árnyékoló hatásának figyelembe vétele nélkül).

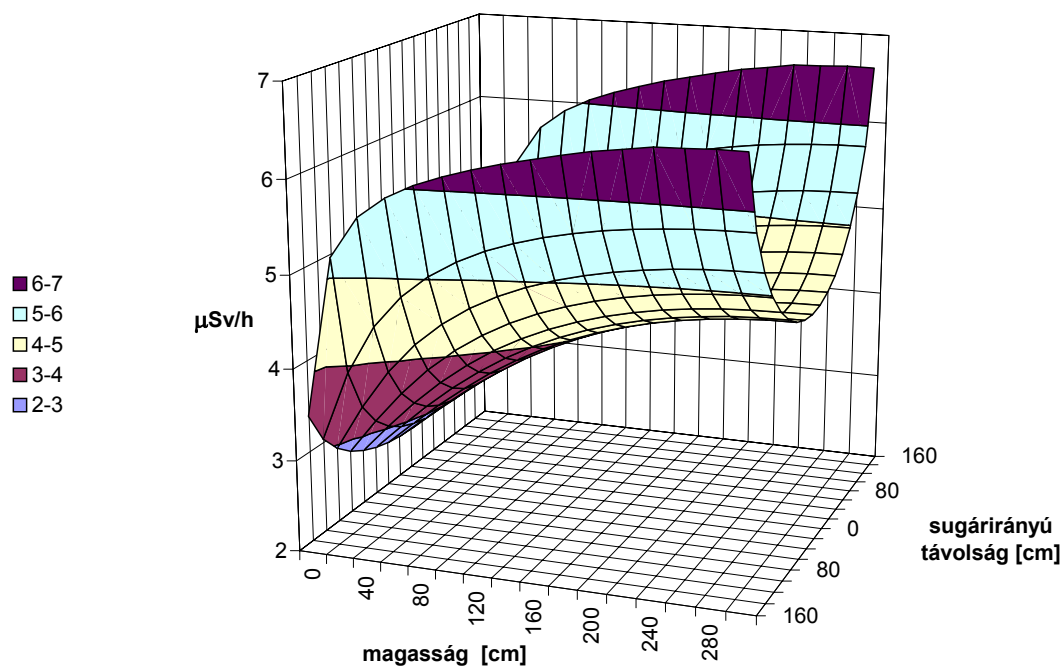
Példaként bemutatjuk milyen a dózisteljesítmény eloszlás várható a munkaplatformon.

A számításokat a MicroShield szoftverrel végeztük. Az alkalmazott geometria: 11 – Annular Cylinder – Internal Dose Point. Feltételeztük, hogy a felület szennyezettsége a vizsgált Pr-144 izotópra homogén a teljes falfelületen, értéke 10^4 Bq/cm^2 . A szennyezett hengerpalást magassága 6 m, a henger sugara 1,65 m. Az árnyékolás 8 mm vas, amely közvetlenül a hengerpalást belső felületén helyezkedik el.

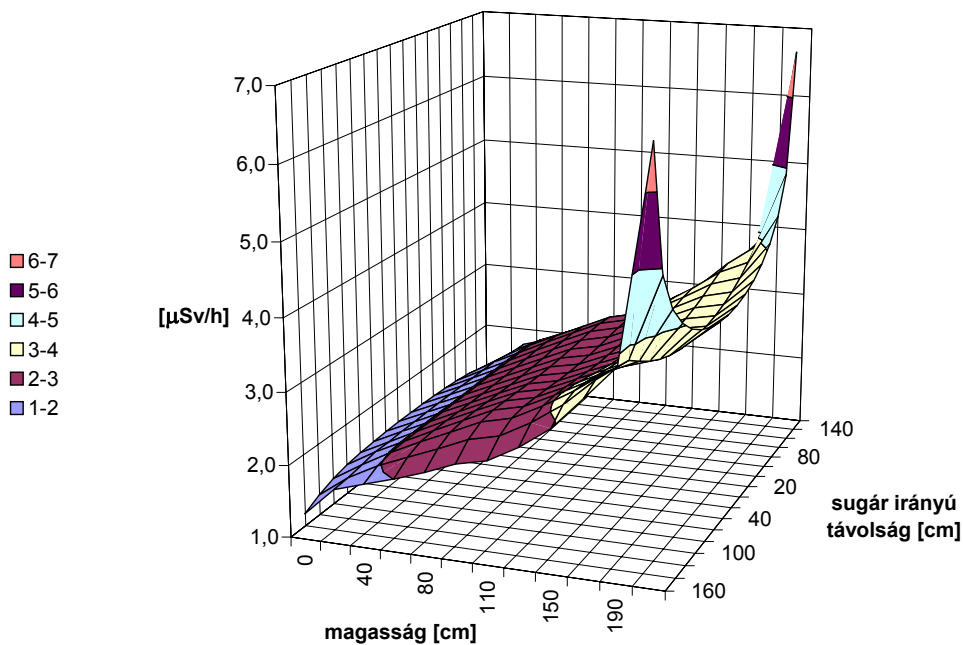
Szimmetriai okokból a 4.29. ábrán csak az alsó 3 m-nek megfelelő magasságig ábrázoltuk az eloszlást. Jól érzékelhetően közel a falfelülethez kb. 1,5-szer nagyobb érték adódik, mint a tengelyvonalban, továbbá a maximumát a palást magasságának felénél éri el, míg minimumát legalul és legfelül.

A 4.30. ábrán annak a számítási sorozatnak az eredményét mutatjuk be, amely 2,1 m magasságú 45 mm vastagságú vas árnyékoló hatását szemlélteti. Az alkalmazott geometria: 11 – Annular Cylinder – Internal Dose Point. A számításoknál figyelembe vettük a felette nem árnyékoló 390 cm-es szennyezett palástot, amelynek erre a térrészre gyakorolt hatását a geometria: 9-Cylinder Surface – Internal Dose Point alkalmazásával.

Ez a geometriai modell azonban nem tudja figyelembe venni az itt egyébként megvalósítandó 8 mm-es árnyékolás hatását, ezért felül becsüli azt.

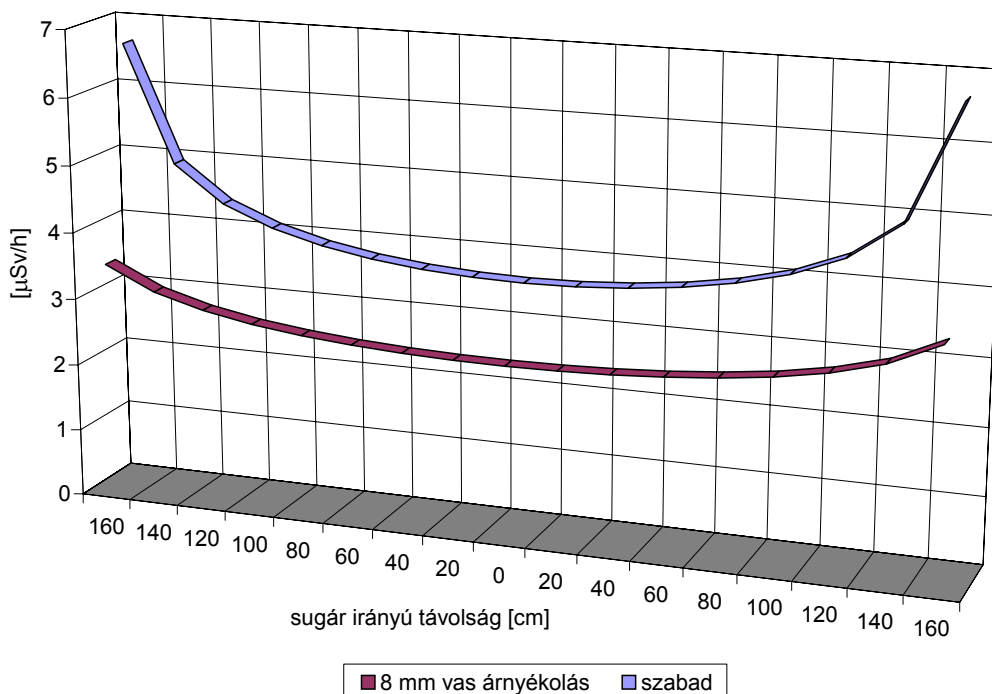


4.29. ábra 10^4 Bq/cm^2 felületi szennyezettségű Pr-144 által létrehozott dózisteljesítmény eloszlás a platformon 8 mm vastag acél árnyékolás figyelembevételével



4.30. ábra 10^4 Bq/cm² felületi szennyezettségű Pr-144 által létrehozott dózisteljesítmény eloszlás a platformon 45 mm vastag 2,1 m magas acél árnyékolás figyelembevételével

Azon a határfelületen, ahol a tervezett 45 mm-es és 8 mm-es árnyékolások találkoznak képet alkothatunk arról a tényezőről, amely a 8mm-es - előbb elhanyagolt - árnyékolás okoz.



4.31. ábra A vastag árnyékolás felső végénél számított a felette lévő 10^4 Bq/cm² felületi szennyezettségű Pr-144 által létrehozott dózisteljesítmény járulék eloszlása

Ezek alapján belátható, hogy a 2,1 m magasságú védőhenger árnyékolása még egy 2 m-nél magasabb dolgozó számára is megfelelő védelmet nyújt a platformon végzett munkák során.

4.2.2.3 *Összefoglalás*

A sérül fűtőelemek árnyékolására megfelelő vastagságú vízréteget kell biztosítani. A dózisteljesítmény ellenőrzési szint figyelembevételével ez a vízréteg vastagság 250 cm. Vízből származó sugárterhelés csökkentésére a legkézenfekvőbb módszer annak tisztítása. Azonban a víztisztítók folyamatos üzemeltetésével is csak egy bizonyos szintre lehet csökkenteni az aktivitás-koncentrációt, mivel fűtőelemekből folyamatosan oldódnak ki radioaktív szennyezők. A kioldódás sebessége pedig éppen a munkavégzés során emelkedhet meg jelentősen, mivel a kazetták mozgatásával eddig még zárt részek is felnyílhatnak. Továbbá a rendszer szubkritikusságának biztosítása érdekében a helyreállítás során a víz bórsavtartalmát meg kell emelni, ami tovább növeli az üzemanyag oldódási sebességét.

A helyreállítás alatt a lehető legoptimálisabb vízkémiai körülményeket kell biztosítani, azonban így is 10^6 Bq/dm³ (¹³⁷Cs-re vonatkoztatott) aktivitás-koncentrációval kellett számolni a tervezés során, ami az egyes munkafolyamatok hatására időszakosan 10^7 Bq/dm³-re emelkedhet. Ez az aktivitás-koncentráció 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 a technológiai nyílással és az ólomüveg nézőablakkal 30-ad részére csökkenti a γ -sugárzás intenzitását (0,661 MeV energiánál), ami biztosítja az 1. számú akna szennyezett vizének és a tisztító tartályban levő sérült fűtőelemeknek a szükséges árnyékolását.

4.2.3. Az autonóm hűtőkör sugárvédelmi tervezése és a víztisztítás kritériumai

Az elhárítási munkálatok megkezdése előtt elengedhetetlen volt az 1. sz. akna leválasztása a 2. blokk rendszereiről. Mivel eddig az akna hűtése a pihentető medencével közösen valósult meg, így hűtését autonóm módon kellett biztosítani. A vízbe került hasadvány és aktivációs termékek egy része gamma-sugárzó, így a hűtőkör környezetében a dózisteljesítmény, s így az ott tartózkodók sugárterhelésének növekedésével kell számolni.

4.2.3.1 *Az autonóm hűtőkör árnyékolásának tervezése*

Az árnyékolások tervezése során számítógépes modellezéssel meghatároztuk a várható maximális dózisteljesítmény értékeket és a szükséges árnyékolások helyét és méretét a Paksi Atomerőmű sugárvédelmi szabályzatának előírásai figyelembevételével.

4.2.3.1.1 *A modellezésnél használt kiindulási feltételek*

Az elemzések során az MS5 szoftvert használtunk. Számításainknál csak a technológiai műveletek miatti dózisteljesítmény növekményt számítottuk ki, amelyhez hozzáadódik az adott helyen uralkodó háttér dózisteljesítmény érték és az egyéb munkafolyamatok miatt megnövekedett érték is.

A víz radionuklid koncentrációja

Az aknában lévő víz radionuklid koncentrációja folyamatosan változik. A változást főként víztisztítók üzeme, valamint a radionuklidok bomlása befolyásolja.

Számításainknál a PA Zrt. Vegyészeti Ellenőrzési Osztály mérési adatbázisa alapján az utolsó egy hónapos mérési adatokat vettük figyelembe. Ezen időszakban a víztisztítók több napig is álltak, s így a különböző radionuklidok koncentrációja az átlagos érték 5-10-szeresére is megemelkedett. Mivel hasonló esetek a hűtőrendszer üzeme alatt is előfordulhatnak, a modellezésnél az 1 hónapos mérési adatok maximális értékét vettük alapul.

A sérült üzemanyag eltávolítása során a még zárt pálcák egy része is nyitottá válhat, s így további hasadvány-termékek kerülhetnek oldatba. Mindezek figyelembevételével az aktivációs termékek esetén az utolsó 1 hónapos mérési adatok maximális értékeivel, a hasadvány termékek esetén, pedig annak kétszeresével számoltunk. A számításoknál figyelembe vett radionuklidok fajtája, felezési ideje és aktivitás-koncentrációja a 4.12. táblázatban található (referencia idő: 2003. 09. 30.).

4.12. táblázat A modellezésnél felhasznált izotópok és becsült aktivitás-koncentrációk

Radionuklid	Felezési idő		Aktivitás-koncentráció (Bq/dm ³)
Ag-110m	250	nap	4,46E+04
Ba-140	307	óra	2,01E+05
Ce-141	779	óra	1,62E+06
Ce-144	284	nap	5,71E+06
Co-58	71.3	nap	2,08E+04
Co-60	5.3	év	8,88E+03
Cs-134	749.5	nap	7,72E+05
Cs-136	314.5	óra	2,58E+03
Cs-137	30	év	9,17E+05
La-140	40	óra	9,81E+04
Mn-54	312	nap	4,47E+03
Nb-95	35.1	nap	8,55E+04
Ru-103	943.6	óra	5,14E+04
Zr-95	65.5	nap	3,10E+04

4.2.3.1.2 A hűtőrendszer figyelembe vett elemei a számítások során

Csövek

A számításoknál a vékony csövek kisebb számuk és jelentősen kisebb folyadék kapacitásuk miatt dóziszárulékuk is elhanyagolható a többiekéhez képest, így nem lettek figyelembe véve.

DN 100:	átmérő=	114,3 mm
	falvastagság =	3,6 mm
DN 80:	átmérő =	98,0 mm
	falvastagság =	3,2 mm

Nyomáskiegyenlítő tartályok

TG 21, TG 22	átmérő =	800 mm
	magasság =	300 mm
	falvastagság =	4 mm
	víztérfogat =	500 l

Bórsav-koncentráció beállító tartály (BK-kartály)

TG 14	falvastagság:	4 mm
	víztérfogat:	600 l aktív
		200 l inaktív

Hőcserélők

TG 31, TG 32	méret:	400x500x1300 mm
	víztérfogat:	16 l.

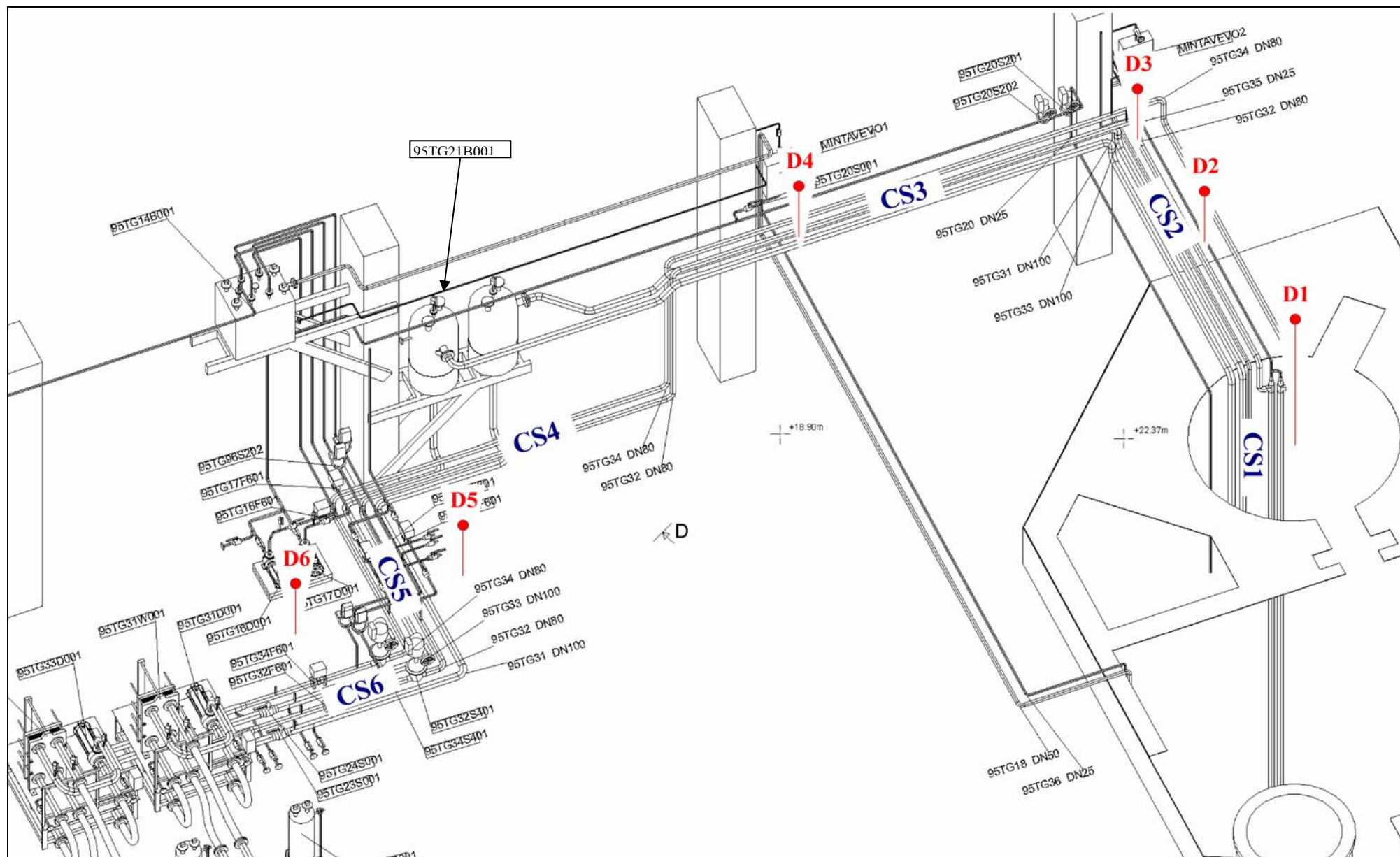
4.2.3.1.3 A dózisszámításoknál figyelembe vett pontok

Az előzőekben említett egységek környezetében különböző távolságokban meghatároztuk a várható maximális dózisteljesítményt árnyékolás nélkül, illetve különböző vastagságú ólom árnyékolással.

Az adott térben ezek összehatása érvényesül, ezért meghatároztuk a dózisteljesítmény értékeket azokon a pontokon is, ahol hűtőrendszer üzemeltetése (szivattyúk, szelepek kezelése, stb.), illetve egyéb munkafolyamatok (műveletek az 1. aknánál, mintavétel) miatt az ott tartózkodás is a legkritikusabb.

A vizsgált pontok (4.32. ábra):

- D1 pont: Az akna felett 2 m-rel, középen (1 m híd+ 1 m a dolgozó dozimetriai súlypontjának magassága).
Az ott végzendő szinte állandó munkák miatt kiemelt fontosságú.
A dóziszárulékot adó szerelvények a különböző csőszakaszok (Cs1, Cs2, Cs3), a puffer tartályok (TG21, TG22) és a BK-tartály (TG14)
- D2 pont: A pódiumon az 1. akna és a fal között.
Előzetes számítások alapján itt nagy értékek várhatók, így (különböző vastagságú árnyékolás mellett meghatároztuk az egyes csőszakaszok dóziszárulékait.
A dóziszárulékot adó szerelvények a csövek (Cs2, Cs3) a puffer tartályok (TG21, TG22) és BK-tartály (TG14). A többi szerelvényből származó sugárzást a pódium betonszerkezete gyakorlatilag teljesen leárnyékolja.
- D3 pont: A pódiumon az első mintavevő helyen van.
A dóziszárulékot adó szerelvények a csövek (Cs2, Cs3) és a puffer tartályok (TG21, TG22). A BK-tartályt (TG14) a beton oszlop, a többi szerelvényt a pódium árnyékolja le.
- D4 pont: A pódiumon a második mintavevő helyen van.
A dóziszárulékot adó szerelvények a csövek (Cs2, Cs3, Cs5, és a puffer tartályok (TG21, TG22). A távolság miatt a Cs6 cső és a hőcserélők (TG31, TG32) hatása elhanyagolható, a BK tartályt (TG14) a beton oszlop árnyékolja.
- D5 pont: A csarnok szintjén található. A szelepek kezelése, valamint a puffertartályok közelsége miatt ez kitüntetett helynek számít.
A dóziszárulékot adó szerelvények a csövek (Cs4, Cs5, Cs6) a puffertartályok (TG21, TG22) és a BK-tartály (TG14).
- D6 pont: A csarnok szintjén a szivattyúk, hőcserélők közelében vett hely.
A dóziszárulékot adó szerelvények a csövek (Cs4, Cs5, Cs6) a puffer tartályok (TG21, TG22) a BK-tartály (TG14) és a hőcserélők (TG31, TG32).
- D7 pont: A tartályok felett húzódó híd, melyen a darukezelők közlekednek.



4.32. ábra A dózisteljesítmény számításoknál kiválasztott pontok térbeli elhelyezkedése

4.2.3.1.4 A számított dózisteljesítmény értékek

Csövek

A 114x3,6 és 98x3,2 csövek 1 és 5 m-es szakaszai esetén az árnyékolás nélküli és 5, illetve 10 mm ólom árnyékolással számított dózisteljesítmény növekmények a cső közepétől mért távolság függvényében a 4.13. táblázatban láthatók.

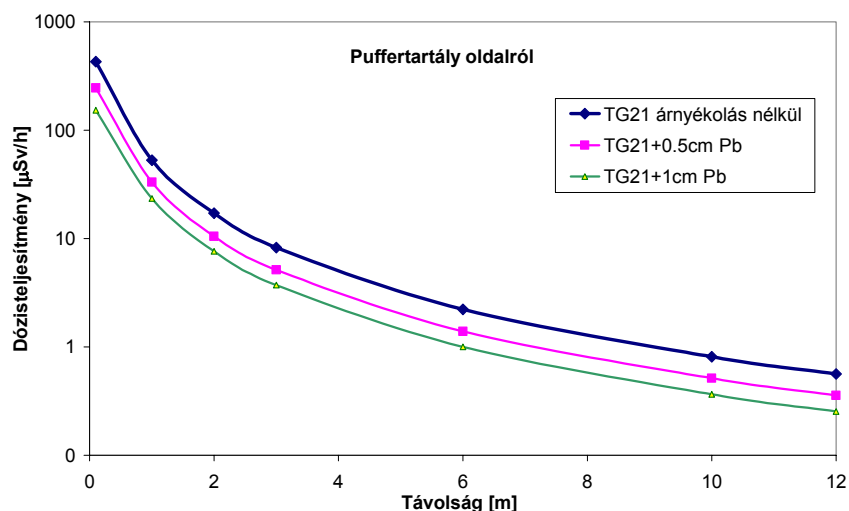
4.13. táblázat Árnyékolatlan és árnyékolt csövek dózisteljesítmény járuléka a távolság és árnyékolás függvényében [$\mu\text{Sv/h}$]

Csőtípus	Árnyékolás	114x3,6			98x3,2		
		10 cm	1 m	2 m	10 cm	1 m	2 m
1m cső	<i>nincs</i>	77,0	4,3	1,7	58,6	3,2	1,3
	<i>0.5 cm Pb</i>	46,6	2,9	1,2	35,9	2,2	0,9
	<i>1 cm Pb</i>	29,9	2,2	0,9	24,6	1,7	0,7
5m cső	<i>nincs</i>	81,0	10,7	4,3	62,4	8,2	3,3
	<i>0.5 cm Pb</i>	47,1	6,7	2,7	36,4	5,1	2,1
	<i>1 cm Pb</i>	30,0	4,6	1,9	24,7	3,6	1,5
	<i>2 cm Pb</i>	13,0	2,1	1,0	10,8	1,7	0,8

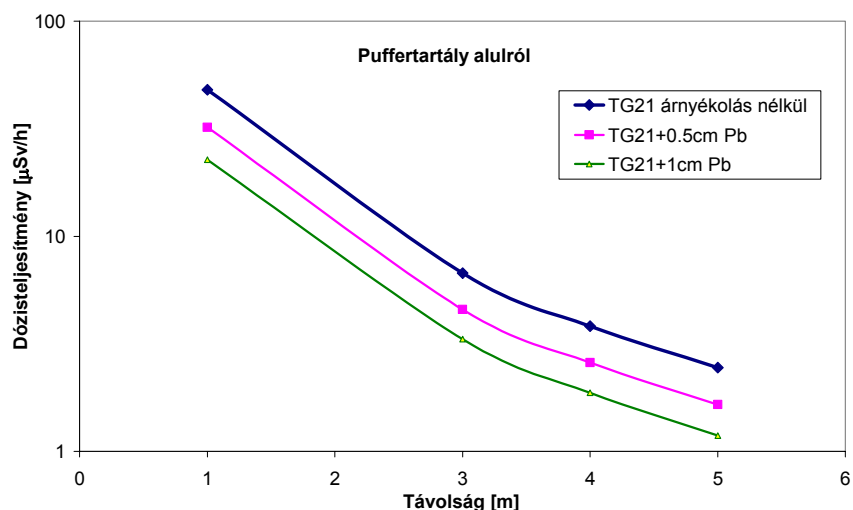
Puffer tartályok

A puffer tartály oldalsó középpontjától különböző távolságban kiszámítottuk a dózisteljesítményt. A tartály különböző árnyékolása esetén 10 cm és 100 cm távolságban kialakuló dózisteljesítmény értékeket a 4.33. ábrán tüntettük fel.

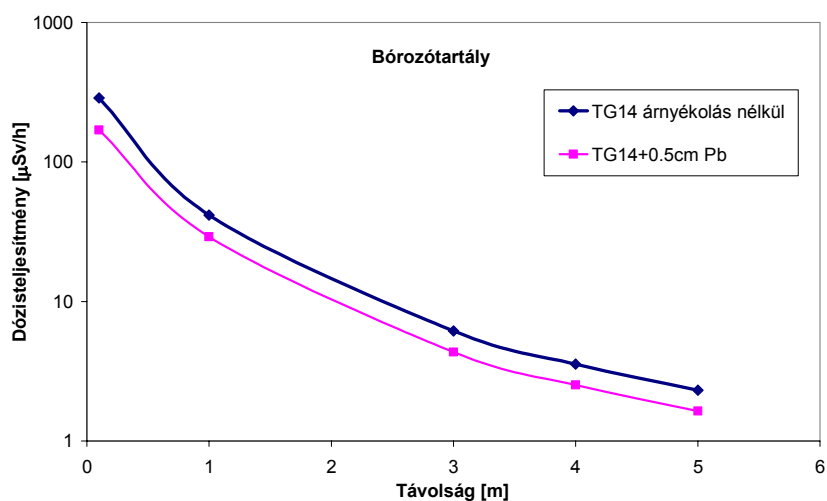
Mivel a puffer tartály 4 m magasságban van, kiszámítottuk a tartály aljától különböző távolságokban kialakuló dózisteljesítmény értékeket is, ami a 4.34. ábrán látható.



4.33. ábra A TG21 tartálytól 10 és 100 cm távolságban kialakuló dózisteljesítmény különböző árnyékolások esetén



4.34. ábra A TG21 tartály aljától a távolság függvényében kialakuló dózisteljesítmény különböző árnyékolások esetén



4.35. ábra A BK-tartály felületétől különböző távolságban kialakuló dózisteljesítmények

BK-tartály

A tartály elég magasan van, így a dóziszáruléka nem lesz döntő. A tartály körül kialakuló dózisteljesítmény értékek távolságtól való függése a 4.35. ábrán látható.

Hőcserélők

A hőcserélők „primer” oldalán csak kis mennyiségű (16 l) radioaktív víz van és falvastagságuk is többszöröse a tartályokénak, így nagyobb távolságban jelentéktelen dózisteljesítmény növekményt eredményeznek.

Dózispontok

A modellek alapján az egyes „dózis pontokban” kialakuló összes dózisteljesítmény értékek (a különböző egységek hozzájárulását is feltüntetve) a 4.14.-4.16. táblázatokban foglaltuk össze. A 4.14. táblázatban az árnyékolatlan berendezések esetén láthatjuk a dózisteljesítményeket. A tartályok fölött húzódó híd, melyen esetenként a darukezelők közlekednek, szintén szerepelt a dózispontok között (D7), de távolsága miatt az egész rendszerből származó dózisteljesítmény, még árnyékolás nélkül is kisebb lesz, mint 4 $\mu\text{Sv/h}$.

4.14. táblázat A dózisteljesítmény értékek és összetevői a kijelölt „dózis pontoknál” árnyékolatlan berendezések esetén [$\mu\text{Sv/h}$]

Elem	Árnyékolás	D1	D2	D3	D4	D5	D6
CS1	-	2,42	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
CS2	-	5,78	37,83	22,88	2,72	0,00	0,00
CS3	-	2,72	9,68	20,80	37,44	1,36	0,00
CS4	-	0,00	0,00	0,00	0,00	9,68	0,12
CS5	-	0,00	0,00	0,00	0,00	9,68	15,89
CS6	-	0,00	0,00	0,00	0,00	10,62	13,65
TG21	-	0,65	0,65	0,81	2,22	3,44	2,46
TG22	-	0,45	0,45	0,56	1,77	3,82	2,73
TG14	-	0,35	0,35	0,00	0,00	3,56	2,54
TG31	-	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,73
TG33	-	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,44
Össz		12,37	48,96	45,05	44,15	42,16	38,56

Mivel több, viszonylag nagy γ -energiájú nuklid is van az 1. akna vizében, és ezek sugárzása átjuthat a reaktorcsarnok falán a szomszédos helyiségbe, ezért kiszámítottuk a 20 cm vastag betonfal túloldalán maximálisan mérhető dózisteljesítményt is. Ez a fal felületén (a puffertartályok túloldalán 4 m magasságban egy kb. 1 m^2 területen) árnyékolás nélkül $\approx 10 \mu\text{Sv/h}$, de 1 m távolságban a faltól már ezen a területen is $5 \mu\text{Sv/h}$ alá csökken.

Mivel a D1 pontot kivéve viszonylag magas értékek várhatók, megvizsgáltuk két fajta árnyékolási kombinációval a dózisteljesítmények alakulását.

A 4.15. táblázatban csak a csövek (0,5, illetve 1 cm vastag ólom) árnyékolásával kapott értékek az 4.16. táblázatban pedig a csövek vastagabb (1, illetve 2 cm vastag ólom), illetve a BK-tartály és puffertartályok 1 cm vastag ólom árnyékolásával kapott értékek láthatók.

4.15. táblázat A dózisteljesítmény értékek és összetevői a kijelölt „dózis pontoknál” árnyékolt csövek esetén [$\mu\text{Sv/h}$]

Elem	Árnyékolás	D1	D2	D3	D4	D5	D6
CS1	-	2,42	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
CS2	1 cm	2,38	16,53	7,10	1,19	0,00	0,00
CS3	1 cm	1,19	3,71	7,81	12,79	0,60	0,00
CS4	0,5 cm	0,00	0,00	0,00	0,00	6,01	0,08
CS5	0,5 cm	0,00	0,00	0,00	0,00	4,64	6,94
CS6	1 cm	0,00	0,00	0,00	0,00	3,71	8,53
TG21	-	0,65	0,65	0,81	2,22	3,44	2,46
TG22	-	0,45	0,45	0,56	1,77	3,82	2,73
TG14	-	0,35	0,35	0,00	0,00	3,56	2,54
TG31	-	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,73
TG33	-	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,44
Össz		7,45	21,70	16,29	17,97	25,78	24,46

A 4.15. táblázatban található értékek dozimetriai szempontból már elfogadható árnyékolást biztosítanak, de biztonsági tartalék szempontjából a 4.16. táblázatban található megoldást - azaz a CS2, CS3, CS6 csőszakaszon 2 cm ólom, a CS4, CS5 csőszakaszon 1 cm ólom, illetve a BK-tartályon, a TG21 és TG22 tartályon 1 cm vastag ólom árnyékolás kialakítását – írtuk elő a tervezőknek [62].

A rendszer műszaki kialakítása során végül megfelelő tartók kialakításával sikerült elérni, hogy a védelem kizárólag ólomból készült el.

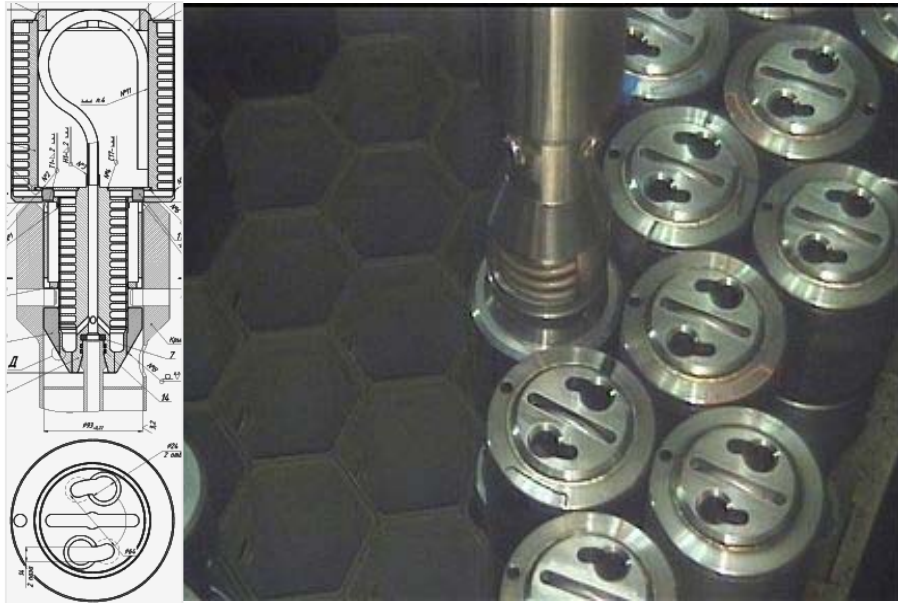
4.16. táblázat A dózisteljesítmény értékek és összetevői a kijelölt „dózis pontoknál” árnyékolt csövek és puffer tartály esetén [$\mu\text{Sv/h}$]

Elem	Árnyékolás	D1	D2	D3	D4	D5	D6
CS1	-	2,42	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
CS2	2 cm	1,32	7,62	3,95	0,66	0,00	0,00
CS3	2 cm	0,66	1,32	4,34	7,10	0,33	0,00
CS4	1 cm	0,00	0,00	0,00	0,00	3,55	0,03
CS5	2 cm	0,00	0,00	0,00	0,00	2,53	3,20
CS6	1 cm	0,00	0,00	0,00	0,00	2,38	5,57
TG21	1 cm	0,29	0,33	0,36	1,00	1,87	1,34
TG22	1 cm	0,20	0,23	1,87	0,80	1,87	1,34
TG14	1 cm	0,18	0,22	0,00	0,00	1,29	0,92
TG31	-	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,73
TG33	-	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,44
Össz		5,08	9,72	10,52	9,56	13,82	13,56

4.2.4. A sugárzási helyzet számítása a tokok pihentető medencébe történő félnedves átszállítása során

Az eltávolítás technológiája szerint [63] a sérült fűtőelemek darabjait még az 1. számú aknában tokokba helyezik, majd átszállítják a pihentető medencébe. Ezen technológia szerint a tokokat (a platform eltávolítása után) az átrakógép megfogja, kiemeli a vízből és a két medencét összekötő zsilipen keresztül a pihentető medencébe viszi a végleges helye fölé és ott víz alá engedi. Ez az ún. félnedves átszállítás azért szükséges, hogy meggátoljuk az 1. sz. akna szennyezett vizének belekeveredését a pihentető medence tiszta vizébe, aminek tisztasága az ott tárolt üzemanyag kazetták megfelelő állapotban tartásához elengedhetetlen.

A sérült üzemanyag tárolására speciális tokokat fejlesztettek ki, amelyeknél meg kellett oldani a tokokban a víz radiolízise során keletkező hidrogén elvezetését. A tokok fejrészének kialakítását ugyanakkor úgy kellett megtervezni, hogy az megakadályozza aktivitás kikerülését a tokokból a pihentető medence vizébe. Az aktivitás kikerülés elemzéseknél vizsgálták a diffúzió, a hőtágulás, a konvekció és a buborékolás hatását. A vizsgálatok eredményekén a tokok fejrészére egy kompenzátor egységet terveztek (4.36. ábra), amely biztosítja, hogy a kompenzátor egység használatával a pihentető medencébe történő radioaktív szennyeződés kikerülés minimális szinten tartható.

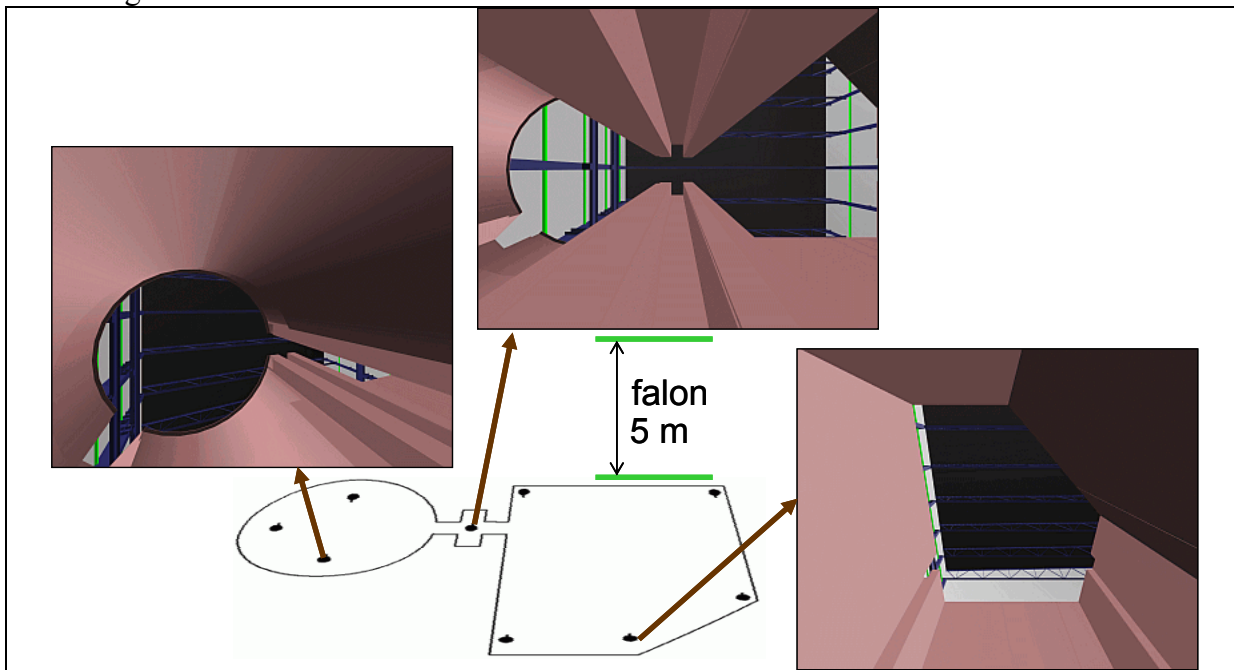


4.36. ábra A kompenzátor vázlata és fényképe

A tokok átszállításnak ez ún. félnedves módszere sugárvédelmi szempontból nagyobb körültekintést igényel, mivel az átszállítás során a tokok víz fölé kerülnek és a sugárzásuk az egész reaktorcsarnokban és még a szomszédos helyiségekben is megemeli a dózisteljesítmény értékét. A továbbiakban a reaktorcsarnok és a szomszédos helyiségek várható dózisteljesítményének meghatározását ismertetem.

4.2.4.1 A tokok sugárhatásának számítása

A vizsgálatok során először egy elemzés készült, amivel meghatározható volt az a térrész, ahová a tok direkt sugárzása eljuthat. A 4.37. ábrán ezen elemzés három kockája látható egy tok mozgatása során.



4.37. ábra Egy tok átszállítása során annak felső végéből látható térrész, ami megfelel az onnét kilépő gamma-sugárzás által exponált területnek

Az átszállítás „félnedves” technológiájára érvényes sugárvédelem konzervatív megalapozását a lineáris vetület módszerével hajtottuk végre, feltételezve a sugárzás 100%-s visszaverődését. A dimitrovgrádi Atomreaktorok tudományos-kutató Intézetében (NIIAR) kísérleti méréseket hajtottak végre VVER-440 típusú kiégett üzemanyag kazetták átszállítása során, amelyek igazolták a szórt sugárzás jelentős hozzájárulását a dózisteljesítményhez.

Mivel a konzervatív számítások eredményeként a gamma-dózisteljesítmény ellenőrzési szintek túllépését kapták a reaktorcsarnokban, illetve a szomszédos helyiségekben, számításokat hajtottak végre [64] a szórt sugárzás mezejének modellezésével is a C-95 programrendszer [16] alapján.

4.2.4.2 A detektálási pontok kijelölése

Az elemzések során elkészítettük a 2. blokki reaktorcsarnok, illetve a szomszédos helyiségek háromdimenziós számítógépes modelljét, amelynek segítségével lehetővé vált a gamma-sugárzás dózisteljesítményének számításos meghatározása a reaktorcsarnokban, illetve a szomszédos helyiségekben. Mivel az alkalmazott programrendszerben ennek a megalkotása jelentette a munka jelentős részét, lehetőség nyílt a dózispontok számának növelésére, így ezzel még pontosabb képet alkothassunk a sugárzási helyzetről. Az így felvett dózispontok:

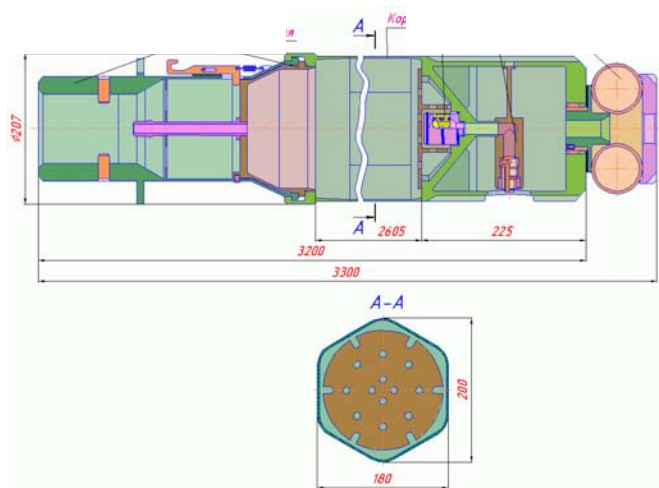
- | | |
|--|---|
| 1. Bejárat a reaktorcsarnokba (+18,90 m) | 9. 618/1-1 helyiség (+29,10 m) |
| 2. A pódiumon (+22,37 m) | 10. E508/2-2 helyiség (+18,90 m) |
| 3. Az átrakógép kabinjában (+22,37 m) | 11. E51/2-2 helyiség (+18,90 m szint) |
| 4. E412/I-1 helyiség (+18,90 m) | 12. A516/I-1 helyiség (+18,90 m szint) |
| 5. E506/2-3 helyiség (+18,90 m) | 13. A turbinacsarnok helyisége (+18,90 m) |
| 6. 014/2-2 helyiség (+29,10 m) | 14. Blokkvezénylő és relétér (+10,5 m) |
| 7. 014/1-1 helyiség (+29,10 m) | 15. E601/I-1 helyiség (+29,10 m) |
| 8. 618/2-2 helyiség (+29,10 m) | 16. A624/II-2 helyiség (+29,10 m) |

Mivel az 1. pont a szórt sugárzás szempontjából ez a legkritikusabb hely, ezért itt kiszámítottuk a dózisteljesítmény változását az átrakás során mozgatott tok helyzetének függvényében is. Ez alapján meghatározható volt, hogy sugárvédelmi szempontból melyik a tok legkedvezőtlenebb helyzete, és a többi pont dózisteljesítményének számításánál ebből a legkedvezőtlenebb geometriából indultunk ki.

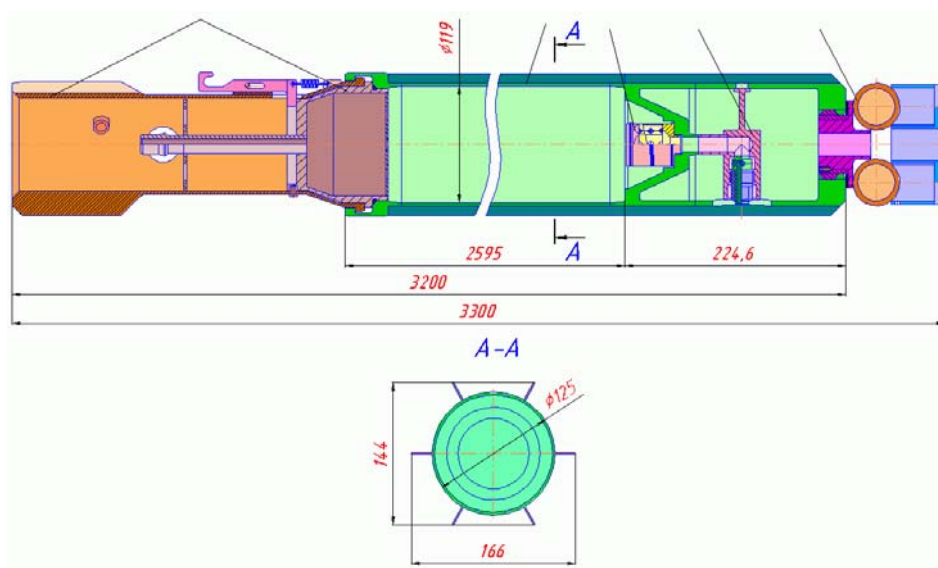
4.2.4.3 A sugárforrás meghatározása

A sérült üzemanyag összegyűjtése tokokba és tartályokba történik. Annak figyelembevételével, hogy egyes darabok várhatóan egészben kiemelhetők, míg más fűtőelemek törmelékké váltak, kétféle SF tok alkalmazása tervezett.

Az egész darabok (és a nagyobb darabok betételekben) az un. 28-as, míg a törmelék kisebb – tokba helyezhető - betételekbe összegyűjtve a 28-as és a 29-es tokokba kerül. A tokok alkalmasak arra, hogy a pihentető medence hermetikus-tok helyeire, illetve a normál rácsba behelyezhetők legyenek. A 28-as tokokba betételek nélkül 196 kg szerkezetét megőrzött fej és lábrész nélküli sérült üzemanyag kazetta, vagy betételekben nem helyezhető nagyobb kazetta darab, betételekben pedig 120 kg, míg a 29-es tokokba - csak betételekbe töltve - 70 kg SF helyezhető.



4.38. ábra 28-as tok



4.39. ábra 29-es tok

A tisztítótartályban lévő kazetták kiégésének tartománya $10,9 \div 27,0$ MW·nap/kgU. A legnagyobb, $27,0$ MW·nap/kgU kiégéssel rendelkező (7-11 számú) kazetták a tisztítótartály közepén vannak és ezek sérültek meg a legjelentősebb mértékben, és azokat nem lehet egész fűtőelem pálcák köteg formájában eltávolítani.

A sugárforrás aktivitást a 28-as, illetve a 29-es típusú tokokba behelyezhető, kiégett nukleáris üzemanyag fűtőelem pálcák kötegek, különálló fűtőelem pálcák, azok töredékei, illetve tabletták (avagy azok töredékei) megengedett tömege alapján kell meghatározni. A sugárforrás kiválasztásához (a tok aktivitásának konzervatív meghatározása érdekében) végig kell elemezni a tokok betöltésének alábbi lehetséges változatait:

1. sz. változat: A 28-as típusú tok a középső sorból kiemelt $21,3$ MW·nap/kgU kiégéssel rendelkező üzemanyag pálcák köteggel van megtöltve.

2. sz. változat: A 28-as típusú tok üzemanyag pálcák, pálcák töredékek, tabletták (avagy azok töredékei) formájában lévő $27,0$ MW·nap/kgU kiégéssel rendelkező (7-11 sz. kazetták) kiégett nukleáris üzemanyaggal vannak megtöltve, kiemelhető részekben. Az UO_2 tömege nem több, mint 120 kg.

A 29-es típusú tokot nem vettük figyelembe, mivel az abba behelyezendő kiégett nukleáris üzemanyag tömege nem haladhatja meg a 70 kg-t, így a 29-es típusú tok aktivitása jelentősen kisebb lesz, mint a 28-as típusú toké.

4.2.4.3.1 1. sz. változat

Az 1. sz. változat jellemzői a 4.17. táblázatban láthatók.

4.17. táblázat A 28-as tokban lévő üzemanyag jellemzői az 1. változat szerint

A kiégett nukleáris üzemanyag töredék aktív részének hossza, mm	2320
Kulcsméret, mm	144
A befoglaló kerület átmérője, mm	164
Az UO_2^* maximális tömege a tokban, kg	131
A kiégett nukleáris üzemanyag ^{**} maximális tömege a tokban, kg	196
A sugárforrás sűrűsége, g/cm^3	4.00

Megjegyzések:

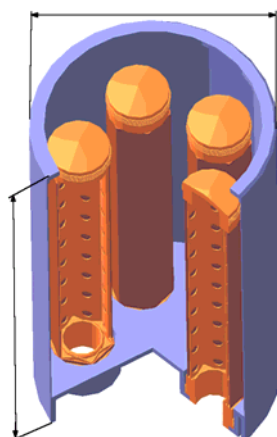
* - az UO_2 tömege az üzemi kazettában;

** - a 28.-as típusú tok tartalmának tömege.

4.2.4.3.2 2. sz. változat

Az üzemanyag pálcákat, azok töredékeit, a tablettákat a kiemelhető részekben lehet behelyezni a 28-as típusú tokokba. A maximális kiégett nukleáris üzemanyag töltetet (legkonzervatívabb) az 5. típusú kiemelhető rész biztosítja (4.40. ábra). Az 5. típusú kiemelhető rész jellemzői:

- a kiemelhető rész számított tömege, kg, nem több, mint 10 kg;
- a kiemelhető rész befoglaló méretei, mm, nem több, mint $\text{Ø}165 \times 645$ mm és;
- a 28-as típusú tokba behelyezhető mennyiség 4 db.



4.40. ábra 5-ös típusú kiemelhető rész a 28-as típusú tokhoz

A 2. sz. változat jellemzői a 4.18. táblázatban szerepelnek. Konzervatív módon abból a feltételezésből kell kiindulni, hogy a kiemelhető részekbe 100%-ban UO_2 -t helyeznek be.

4.18. táblázat A 28-as tokban lévő üzemanyag jellemzői a 2. változat szerint

Az UO_2 tömege tokban, kg	120
Az UO_2 tömege egy kiemelhető részben, kg	30
A kiemelhető rész hasznos űrtartalma, cm^3	7555
Az UO_2 törmelék fajsúlya, g/cm^3	3.97

A sugárforrás nuklidösszetételét a Reaktorfizikai Osztály által meghatározott sérült fűtőelemek izotópleltárára vonatkozó értékekből határoztuk meg. A tisztítótartályban lévő kazetták kiégettsége és pihentetettségi ideje csoportonként eltérő, ezért különböző a bennük felhalmo-

zódott aktivitások mennyisége is. A konzervatív megközelítést jelentő adatokat a 4.19. táblázatban foglaltam össze, 2006. 07. 01-re számolva, az 1. és 2. változatú sugárforrásokra. Amint az a 4.19. táblázatból látható, a sugárvédelmi számítások szempontjából a konzervatívabb eset a 2. sz. változat.

4.19. táblázat A 28-as tokok izotópleltára

Izotóp	Aktivitás, Bq	
	1. sz. változat	2. sz. változat
Alfa-sugárzó izotópok		
Pu-238	3.57E+12	6.35E+12
Pu-239+Pu-240	2.74E+12	2.93E+12
Am-241	1.94E+12	2.53E+12
Cm-242	3.03E+11	6.33E+11
Cm-244	7.72E+11	2.60E+12
Az alfa-sugárzó izotópok összessége	9.33E+12	1.50E+13
Gamma-sugárzó izotópok		
Zr-95	1.43E+10	1.76E+10
Nb-95	3.16E+10	3.89E+10
Ru-106+Rh-106	2.70E+14	3.56E+14
Ag-110m	1.71E+11	3.30E+11
Sb-125	1.04E+13	1.05E+13
Cs-134	8.59E+13	1.31E+14
Cs-137+Ba-137	5.41E+14	6.20E+14
Ce-144+Pr-144	4.56E+14	4.76E+14
Eu-154	8.38E+12	1.28E+13
Eu-155	3.26E+12	4.50E+12
A béta-, gamma-sugárzó izotópok összessége	1.38E+15	1.61E+15

4.20. táblázat A sugárforrás aktivitása három időpontban

Izotóp	Aktivitás, Bq		
	2006.07.01.	2007.01.01.	2008.01.01
Alfa-sugárzó izotópok			
Pu-238	7.62E+12	7.58E+12	7.52E+12
Pu-239+Pu-240	3.52E+12	3.52E+12	3.52E+12
Am-241	3.04E+12	3.40E+12	4.09E+12
Cm-242	7.60E+11	3.48E+11	7.38E+10
Cm-244	3.12E+12	3.06E+12	2.96E+12
Az alfa-sugárzó izotópok összessége	1.81E+13	1.79E+13	1.82E+13
Gamma-sugárzó izotópok			
Zr-95	2.11E+10	2.88E+09	5.53E+07
Nb-95	4.67E+10	6.36E+09	1.22E+08
Ru-106+Rh-106	4.28E+14	3.02E+14	1.52E+14
Ag-110m	3.96E+11	2.38E+11	8.64E+10
Sb-125	1.26E+13	1.11E+13	8.66E+12
Cs-134	1.57E+14	1.33E+14	9.49E+13
Cs-137+Ba-137	7.44E+14	7.36E+14	7.19E+14
Ce-144+Pr-144	5.72E+14	3.64E+14	1.50E+14
Eu-154	1.54E+13	1.48E+13	1.36E+13
Eu-155	5.40E+12	5.03E+12	4.37E+12
A béta-, gamma-sugárzó izotópok összessége	1.93E+15	1.57E+15	1.14E+15

Mivel a tokok átrakásának ideje a tervezés ezen fázisában még nem volt ismert, és a radioaktív bomlás miatt az aktivitások még jelentősen változnak, így három lehetséges időpontra is meghatároztuk a sugárforrás összetételét (4.20. táblázat).

A tényleges átrakások végül 2006. novembere és 2007. januárja között történtek, így a valószínűleg a középső (2007.01.01.) időpont felelt meg.

Sugárvédelmi szempontból a kazetták felaktiválódott fej és lábrészei is rendkívül fontosak, mert ezeket az üzemanyag törmeléktől elválasztva nagyaktivitású hulladékként lehet kezelni.

A kazetta fej- és lábrészek nagyaktivitású hulladék tartályba kerülnek, amelyekbe a tartály geometriai adatai alapján a legnagyobb mennyiség akkor fér be, ha 17 db üzemi kazetta fejrésze kerül bele (ez közelítőleg 200-210 kg).

A Reaktorfizikai Osztály meghatározta ezen fejrészek aktivitás-koncentrációit, melyből a dózisteljesítményt meghatározó nuklidok a következők (referencia időpont: 2005.09.30.):

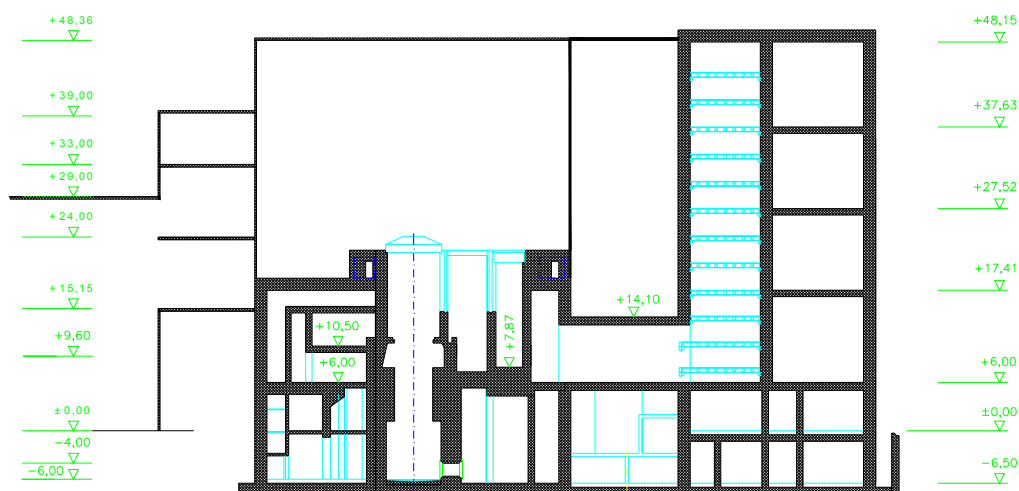
Izotóp	Aktivitás-koncentráció [Bq/cm ³]
Fe-55	2,87E+10
Co-60	6,28E+09
Mn-54	1,46E+09
Ni-63	1,02E+09

A többi izotóp hozzájárulása a tartály körül kialakuló dózisterekhez, kevesebb, mint 1%. A sugárforrás meghatározása során ezt a változatot is vizsgáltuk, azonban a legkonzervatívabb a fent bemutatott 2. számú változat volt.

4.2.4.4 A különböző szerkezeti (árnyékoló) anyagok jellemzői

A szerkezeti anyagok az építészeti adatbázis alapján az alábbiak:

- nehézbeton $\rho=3,0 \text{ g/cm}^3$ sűrűséggel, a V sor fala;
- nehézbeton $\rho=3,6 \text{ g/cm}^3$ sűrűséggel, a reaktor, az 1. sz. akna, a pihentető medence zónája;
- vasbeton $\rho=2,4 \text{ g/cm}^3$ sűrűséggel, a reaktorcsarnok valamennyi szerkezeti eleme (padlók, falak, födéme), a szomszédos helyiségek vasbeton falai;
- téglalap $\rho=1,3 \text{ g/cm}^3$ sűrűséggel, a szomszédos helyiségek falai.



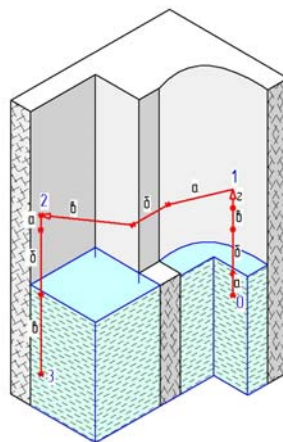
4.41. ábra A reaktorcsarnok általános sémájának függőleges keresztmetszete a számítógépes modellhez

A reaktorcsarnok általános sémáján (4.41. ábra) a főbb szerkezeti elemek (tégla, beton, vasbeton) láthatók, amelyek szerepet játszanak a csarnok, illetve a szomszédos helyiségek sugárvédelmében. A konstrukció ezen egyszerűsített változatát alapként választottuk ki a háromdimenziós számítógépes modell megalkotásához, a C-95 program alapján végrehajtandó sugárvédelmi számításokhoz.

4.2.4.5 Dózisteljesítmény változása a tok mozgatása során

A dinamikai megközelítésben a gamma-sugárzás dózisteljesítményét az 1. sz. ellenőrző pont-ra (bejárat az A520/2-2 reaktorcsarnokba, +18.9 m szint) számítottuk a 28-as típusú tok 1. sz. aknából pihentető medencébe való átszállítása során.

A tokok mozgatásának útvonalára vonatkozó, a számításokhoz felhasznált függőleges, illetve vízszintes mozgatók sémája a 4.42. ábrán látható. A pontos térbeli koordinátákat, mozgató sebességeket és idő adatokat az átrakógép szoftveréhez tartozó adatbázisból gyűjtöttük ki.



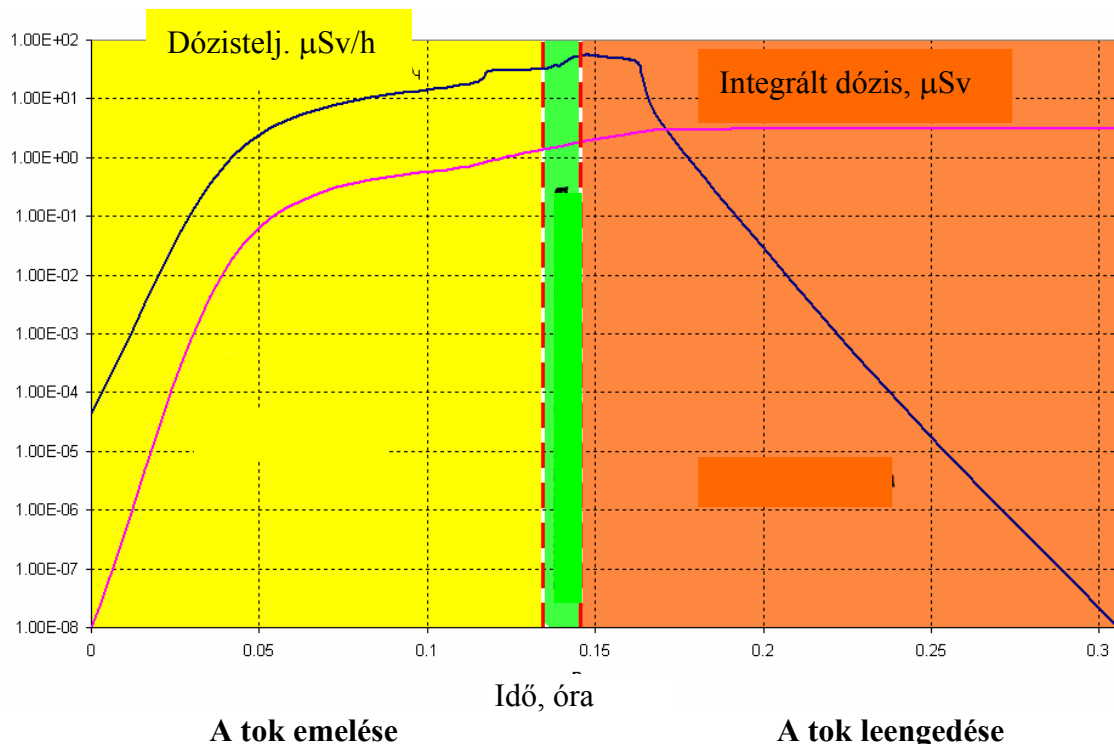
4.42. ábra Az átszállítás útvonalának térbeli sémája

A kiégett nukleáris üzemanyag szállítást a 2006. 07. 01-i időpontra modelleztük. A 28-as tok 1. sz. aknából a pihentető medencébe való átszállítási műveletének teljes időtartama, az átrakógép adatainak megfelelően ~ 1100 s.

Az elvégzett számítások dózisteljesítmény és integrált dózis eredményeinek változásai az átszállítás során eltelt idő függvényében a 4.43. ábrán láthatóak.

A meghatározó szám adatok, pedig a következők:

- az 1. sz. detektálási pontban a maximális dózisteljesítmény az átszállítás során a $t_0 \approx 525$ sec = 0,15 h időpontban következik be, és értéke $54 \mu\text{Sv/h}$ lesz;
- az 1. sz. detektálási pontban a gammasugárzásból származó integrált dózis az átszállítás teljes időtartama $t_n = 0,306$ h során $3 \mu\text{Sv/h}$ lesz.



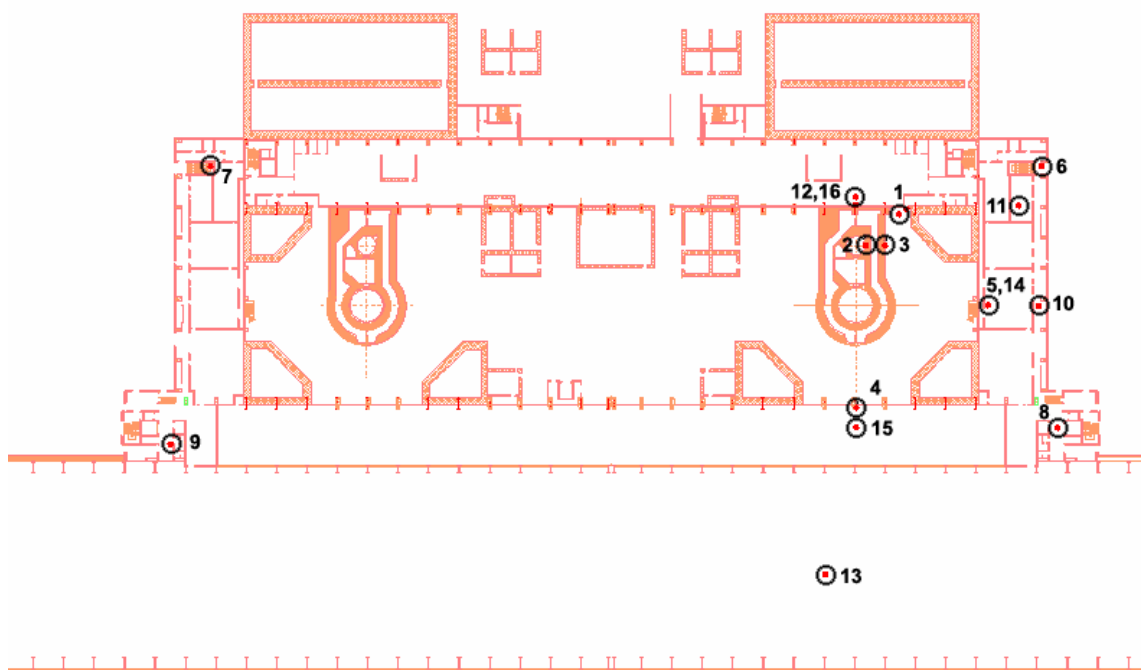
4.43. ábra A dózisteljesítmény, illetve az integrált dózis függvénye az 1. sz. detektálási pontban a kiegészített nukleáris üzemanyagból megtöltött tok átszállítása során

4.2.4.6 Dózisteljesítmény számítása a reaktorcsarnokban és a környező helyiségekben

A dinamikai számítások eredményei azt mutatták, hogy a 28-as típusú tokok átszállítása során az 1. sz. detektálási pontban a dózisteljesítmény maximális értékét a tok vízszintes mozgatójának végső pontjában éri el (az átszállítási folyamat megkezdésétől eltelt idő $t_0 \approx 0.15$ h).

A másik kritikus pont, mikor a 28-as tok az 1. sz. akna középpontjában helyezkedik el, a zsilip küszöbétől számított 30 cm-s magasságban, ekkor a szekunder körüli helyiségekre számított dózisteljesítmények maximálisak, ezért a tok e két helyzetében határoztuk meg a dózisteljesítmények értékeit a reaktorcsarnokban és környező helyiségekben.

A 4.44. ábrán látható a dózispontok térbeli elhelyezkedése (az elnevezésüket pedig a 4.2.4.2. fejezet tartalmazza), amelyekre elkészítettük a kiegészített nukleáris üzemanyagból származó gamma-sugárzás dózisteljesítményének számítását. A dózisteljesítmények meghatározásánál a dózispontok a padló szinttől 1,5 m magasságban helyezkedtek el.



4.44. ábra A dózispontok térbeli elhelyezkedése a reaktorcsarnokban és környező helyiségekben

Az 1. sz. akna középpontjában elhelyezkedő tok esetén a 4.21. táblázatban látható dózisteljesítmények alakulnak ki a vizsgált dózispontokban. A pihentető medencében szintén felső pozícióban lévő tokhoz tartozó értékeket pedig a 4.22. táblázatban foglaltuk össze.

4.21. táblázat Dózisteljesítmény számítások eredményei (tok az 1. sz. akna felett)

A mérő-pont száma	A detektálási pont koordinátája, m			Dózisteljesítmény, $\mu\text{Sv/h}$			σ , %
	X	Y	Z				
				01.07.2006	01.01.2007	01.01.2008	
1	9.98	19.3	18.9+1.5	2.45E+01	2.19E+01	1.89E+01	8.69
2	1.9	11.8	22.5+1.5	6.43E+04	5.76E+04	4.98E+04	0.88
3	5.73	11.8	23.9+1.5	3.68E+02	3.30E+02	2.85E+02	0.68
4	0	-20.3	18.9+1.5	1.78E-01	1.60E-01	1.38E-01	10.08
5	26	0	18.9+1.5	1.07E-01	9.54E-02	8.25E-02	25.78
6	36.6	27.4	29.1+1.5	3.76E-04	3.37E-04	2.91E-04	48.26
7	-128	27.3	29.1+1.5	<1E-09	<1E-09	<1E-09	6.08
8	39.8	-24.23	29.1+1.5	5.31E-02	4.76E-02	4.11E-02	8.91
9	-135	-27	29.1+1.5	<1E-08	<1E-08	<1E-08	4.71
10	36	0	18.9+1.5	1.44E-03	1.29E-03	1.11E-03	48.41
11	32	19.7	18.9+1.5	7.41E-03	6.63E-03	5.74E-03	19.01
12	0	20	18.9+1.5	2.44E-01	2.18E-01	1.89E-01	22.79
13	-6	-53	18.9+1.5	1.11E-02	9.91E-03	8.57E-03	14.63
14	26	0	10.5+1.5	<0.1E-08	<1E-08	<1E-08	39.13
15	0	-24	29.1+1.5	1.18E+00	1.05E+00	9.12E-01	5.92
16	0	20	29.1+1.5	7.04E+00	6.31E+00	5.45E+00	13.25

4.22. táblázat Dózzisteljesítmény számítások eredményei (tok a pihentető medence felett)

A mérő-pont száma	A detektálási pont koordinátája, m			A gamma-sugárzásból eredő dózzisteljesítmény, $\mu\text{Sv/h}$			σ , %
	X	Y	Z	01.07.2006	01.01.2007	01.01.2008	
1	9.98	19.3	18.9+1.5	5.27E+01	4.72E+01	4.08E+01	18.19
2	1.9	11.8	22.5+1.5	1.07E+03	9.59E+02	8.29E+02	2.51
3	5.73	11.8	23.9+1.5	4.33E+02	3.88E+02	3.35E+02	0.55
4	0	-20.3	18.9+1.5	4.46E-01	3.99E-01	3.45E-01	72.63
5	26	0	18.9+1.5	3.85E-01	3.45E-01	2.98E-01	17.25
6	36.6	27.4	29.1+1.5	1.67E-03	1.50E-03	1.30E-03	30.15
7	-128	27.3	29.1+1.5	9.73E-03	8.72E-03	7.54E-03	5.12
8	39.8	-24.23	29.1+1.5	2.20E-02	1.97E-02	1.70E-02	12.33
9	-135	-27	29.1+1.5	9.25E-03	8.28E-03	7.16E-03	4.71
10	36	0	18.9+1.5	2.54E-03	2.27E-03	1.96E-03	25.21
11	32	19.7	18.9+1.5	5.76E-02	5.16E-02	4.46E-02	11.22
12	0	20	18.9+1.5	5.15E-01	4.62E-01	3.99E-01	6.23
13	-6	-53	18.9+1.5	8.93E-04	8.00E-04	6.91E-04	31.76
14	26	0	10.5+1.5	<1E-08	<1E-08	<1E-08	26.65
15	0	-24	29.1+1.5	7.57E-01	6.78E-01	5.86E-01	6.34
16	0	20	29.1+1.5	7.84E+00	7.02E+00	6.07E+00	10.87

Ezek az eredményei szolgáltak alapul a tokok „félnedves” átszállításának biztonságos megtervezéséhez és a sugárvédelem biztosítására szolgáló intézkedések és területlezáráások megtervezéséhez.

4.2.5. Összefoglalás

A 4.2. fejezetben bemutattam, hogy a helyreállítás tervezése során merőben újszerű és egyedi technológiákat, eszközöket kellett megtervezni, amelyek számos, komoly sugárvédelmi probléma megoldását tették szükségessé. Az elsődleges cél egy olyan munkaplatform tervezése volt, amely megfelelő védelmet nyújt a dolgozók számára sérült fűtőelemek eltávolítása során. A dózzisteljesítmény ellenőrzési szint a munkaplatformon $40 \mu\text{Sv/h}$, ezért az 1. számú aknában a vízszint magasságát, illetve a munkaplatform aljának és oldalfalának vastagságát úgy kellett méretezni, hogy a dolgozók a munkaplatformon az ellenőrzési szintnél kisebb dózzisteljesítmény térben dolgozzanak.

Az 1. számú akna vizét szállító autonóm hűtőkör csövezetékei és szerelvényei árnyékolásának megfelelő méretezése szintén kiemelten fontos feladat volt. Modellszámításokkal elvégeztem az árnyékolások vastagságának meghatározását, amit helyszíni mérésekkel ellenőriztem. A gyakorlati mérések igazolták az árnyékolási méretezés megfelelőségét, mivel az autonóm hűtőrendszert körülvevő és a pódiumot lezáró kordonon kívül, még egyetlen esetben sem mutatott a dozimetriai felmérés a helyiség kategóriájának megfelelő $14 \mu\text{Sv/h}$ -nál magasabb értéket.

A sérült fűtőelemek tárolótokjainak szállítása szárazon történik, így az átszállítások során az árnyékolásuk nem biztosított. Az átszállításnak ez a merőben újszerű módja szükségessé tette a várható dózzisterek egyedi számítását, ami alapján meghatározható, hogy az átszállítás alatt mely helyiségeket kell lezárni és milyen méréseket kell elvégezni a környező területeken.

4.3. Személyi dozimetria

4.3.1. Bevezetés

A sérült kazetták üzemanyaga, valamint a szennyezett víz, berendezés, munkaszámok forrásai az alfa-, béta-, gamma- és neutron-sugárzásoknak, és veszélyt jelentenek mind a személyzet külső, mind belső besugárzása szempontjából. A sugárterhelést a szervezeten kívül elhelyezkedő sugárforrások, illetve a testfelületre, vagy a szervezetbe kerülő radioaktív anyagok okozhatják.

Az emberi egészségre legveszélyesebbek az alfa-sugárzó izotópok, ha azok bejutnak a szervezetbe. Az alfa-részecskék nagy ionizáló képességgel rendelkeznek, de kis áthatoló képességgel, ezért a külső sugárzásnál az alfa-sugárzó izotópok kevésbé veszélyesek.

A béta-sugárzás veszélyes mind a külső, mind a belső besugárzásnál. Külső besugárzásnál a bétasugárzás a bőrszakaszok sugársérülését idézi elő, ezért a béta-sugárzó anyagokat tilos megfogni kézzel. A béta-sugárzásra legérzékenyebb a szemlencse. A béta-sugárzással szembeni védelemre könnyű anyagokat alkalmaznak: alumínium, plexi, képlékeny anyag, plexiből készült szemüveg.

A gamma-sugárzás veszélyes az emberre mind a külső, mind a belső besugárzás esetén. A külső besugárzás elleni védelem speciális védőberendezést igényel nehéz anyagokból (ólom, öntöttvas, nehézbeton).

A neutron-sugárzás nagy hatótávolságú sugárzás. A neutronok a szervezetben közvetve ionizáló sugárzást hoznak létre. A neutronokkal szembeni védelemre víztartalmú és könnyű anyagokból álló védelmet kell alkalmazni (parafin, bór, víz).

A radioaktív anyagok bejuthatnak a szervezetbe a légutakon keresztül a levegővel, a gyomor- és bélrendszerbe a táplálékkal és ivóvízzel, valamint a sérült bőrfelületen keresztül. A légzőszervek védelmére légzésvédőket, gázálcokat, levegőbetáplálással (frisslevegős, sűrített levegős, túlnyomásos légzőkészülékkel) rendelkező szkafandereket alkalmaznak.

4.3.2. Munkafeltételek

A sérült fűtőelem eltávolítás során a munkavállalók a 16/2000. EüM rendelet besorolása szerint "A" típusú munkafeltételek között dolgoznak. Ez azt jelenti, hogy az éves effektív dózissuk meghaladhatja a 6 mSv értéket, vagy a szervekre vonatkozó dóziskorlátok bármelyikének 3/10 részét.

Az üzemanyag tisztítótartályból történő eltávolítás munkái olyan személyek számára engedélyezhetők, akik 18. életévüket betöltötték, az orvosi vizsgálat során sugárveszélyes munkavégzésre orvosilag alkalmas minősítést kaptak, oktatást kaptak az FGUP „NC RF NIIAR” intézet makettjén és a Paksi Atomerőmű 1. blokki 1. számú aknájában a munkaplatformon, oktatásban részesültek a sugárvédelmi szabályozásból, intézkedésekből és az üzemanyag tisztítótartályból való eltávolításának munkáiról, valamint sikeresen vizsgáztak a sugárvédelmi szabályzatból [69, 70, 71].

A PAE ellenőrzött zónájába történő belépés előfeltétele a külső forrásból származó sugárterhelés személyi dozimetriai ellenőrzése. A munkavégzés során az ellenőrző mérések napi kiértékelésével, dózistervezéssel biztosítani kell, hogy a dolgozók többlet sugárterhelése ne haladja meg a rögzített ellenőrzési szinteket és a korlátokat. Az orosz dolgozóknak a munkavégzés megkezdése előtt dóziszigazolást (dózispasszport) kell leadni, amelyben szerepel a tárgyévben és az elmúlt öt évben kapott sugárterhelésük.

Az ellenőrzött zónában történő munkavégzés megkezdése előtt, az első belépést megelőzően minden dolgozónak belső sugárterhelés ellenőrzésén kell részt venni biofizikai módszerrel és egésztest számlálással. Az ellenőrzött zónában történő munkavégzés során rendszeresen el kell végezni a dolgozók külső és belső sugárterhelésének ellenőrzését.

Az üzemanyag eltávolítási munkái az ellenőrzött zónában, a 2. blokki reaktorcsarnokban kerülnek végrehajtásra. A reaktorcsarnok helyisége kezelhető sugárvédelmi kategóriájú helyiség, amelyben a munkavégzés idején javítózónák kerülnek kialakításra. A javítózónákban a korlátozottan kezelhető helyiségre vonatkozó előírások érvényesek.

4.3.3. A sugárzás forrásai

A személyzetre ható sugárzás forrásai az 1. sz. aknában elhelyezett munkaplatformon:

- a tisztítótartályban lévő 30 db kiegészítő kazetta gamma- és neutron-sugárzása;
- a radioaktívan szennyezett víz az 1. sz. aknában;
- az 1. sz. akna falának szennyeződése;
- a kiszolgáló rendszerek csővezetékeinek külső gamma-sugárzása az 1. sz. aknában,
- szennyezett eszközök, szerszámok.

A tokokba berakott kiegészítő nukleáris üzemanyag pihentető medencébe történő átrakásához a munkaplatform eltávolításra kerül az 1. sz. aknából. Az átrakás az átrakógép automatikus üzemmódjában történik a személyzet közvetlen részvétele nélkül. A kiegészítő nukleáris üzemanyaggal töltött tokok átrakásánál a személyzetre ható sugárzás fő forrásai:

- a tokokban elhelyezett üzemanyag gamma-sugárzása;
- a tokokban elhelyezett üzemanyag neutron-sugárzása.

A személyzet nem tartózkodhat a reaktorcsarnokban a tokok átrakásának idején. A tokok átrakásának idejére az E601/I-1-es és az A624/II-2-es helyiségeket is le kell zárni.

A személyzet védelmére, valamint a fenti sugárzási tényezők hatásának korlátozására a sérült üzemanyag eltávolításánál az 1. sz. aknában elhelyezett tisztítótartályból a munkaplatformon a következő biztonsági intézkedések történtek:

- a tisztítótartályban lévő kazetták nukleáris üzemanyagából származó sugárzással szembeni védelmet a megfelelő vastagságú víréteg biztosítja;
- a személyzet védelme céljából a tisztítótartályban lévő kiegészítő kazettákból és az 1. sz. akna szennyezett vizéből származó gamma-sugárzással szemben a munkaplatform megfelelő vastagságú acélból készült;
- az 1. sz. akna szennyezett falaiból származó gamma-sugárzás hatásának csökkentése és a személyzet bőrfelületi szennyeződésének megakadályozása céljából a munkaplatform védőpalásttal van felszerelve.
- a munkaplatform és a víztükör között légrés van, amely fel van szerelve az aeroszolok munkaplatform alól történő elszívó rendszerével;
- a munkaplatformon végzett összes munkánál kötelező az egyéni védőfelszerelések használata;
- a víztisztító és hűtőrendszer csővezetékei, valamint a többi kiszolgáló rendszer csővezetékei az 1. sz. akna TV-aknájában van elhelyezve, amely acélból készült árnyékolással van ellátva;
- a kiegészítő nukleáris üzemanyaggal töltött tokok és szilárd radioaktív hulladékkal töltött tartályok szállítása a Paksi Atomerőmű üzemi berendezése segítségével történik a személyzet közvetlen részvétele nélkül.

4.3.4. Sugárbiztonsági normák

4.3.4.1 Dóziskorlátok normál üzemeltetési feltételek mellett

Az oroszországi normák és szabályok meghatározásainak megfelelően a tisztítótartály tartalmának kirakási munkái „sugárforrás normál üzemeltetési feltételei” osztályba tartoznak, ami megfelel a „sugárveszélyes munkák végzése normál üzemi feltételek mellett” meghatározásnak a magyar szabályok szerint. A sugárterhelés a munkavégzésnél az orosz és magyar normák és szabályok meghatározásainak megfelelően foglalkozási sugárterhelésnek minősül.

A dóziskorlátokat a 4.23. számú táblázat tartalmazza.

4.23. táblázat Dóziskorlátok

Ellenőrzött paraméterek	Személyzet
Effektív dózis	Egymást követő 5 naptári évre átlagban nem haladhatja meg a 20 mSv korlátot, de egyetlen naptári évben sem haladhatja meg az 50 mSv értéket.
Éves egyenérték dózis:	
szemlencsére	150 mSv
a bőrre	500 mSv
végtagokra	500 mSv

4.3.4.2 Ellenőrzési szintek normál üzemeltetési feltételek mellett

A 4.24. táblázat a sugárzási körülmények paramétereinek ellenőrzési szintjeit tartalmazza, amelyek a személyzet sugárbiztonságának biztosítására lettek meghatározva az üzemanyag tisztítótartályból történő kirakási munkáinak elvégzésénél. A felületi szennyezettségre vonatkozó ellenőrzési szinteket a [70] tartalmazza.

4.24. táblázat A sugárzási körülmények paramétereinek ellenőrzési szintjei

Sorszám	Az előírt paraméter	Érték
1.	A munkavégzés idejére vonatkozó egyéni külső dózisterhelés Hp(10)	15 mSv
2.	A munkavégzés idejére vonatkozó az egyéni belső lekötött dózisterhelés	5 mSv
3.	A munkaterületen a gamma- és a neutron sugárzás dózisteljesítménye	40 μ Sv/h

Az ellenőrzési szintek betartásának biztosítania kell azokat a feltételeket, amelyeknél a sugárterhelés kisebb a dóziskorlátnál. Az ellenőrzési szinteket meghaladó dózisok esetén végzett munka a dózisterhelések speciális tervezését követeli meg úgy, hogy az üzemanyag tisztítótartályból történő eltávolítási munkáinak teljes időtartamára az egyéni effektív dózisok ne haladják meg a 20 mSv értéket.

4.3.5. A sugárvédelem biztosítása munkavégzésnél

A személyzet sugárvédelmét az üzemanyag tisztítótartályból történő eltávolítási munkák végzésénél a megfelelő vastagságú acélból gyártott munkaplatform, a munkaplatform alatti megfelelő vízréteg vastagságának fenntartása, a megkövetelt víz aktivitás-koncentráció fenntartása, az 1. sz. akna effektív speciális szellőzőrendszerének megléte, az egyéni védőeszközök használata, a személyzet munkaplatformon történő tartózkodási idejének korlátozása, a platform anyaga, valamint a kiegészítő sugárvédelmi ellenőrző rendszer megléte a munkaplatformon, és az üzemzavari szituációk operatív feltárásának lehetősége biztosítja.

4.3.5.1 Szervezési intézkedések

A sugárvédelem biztosításának szervezési intézkedései az alábbiakat foglalják magukba:

- külön sugárvédelmi szabályozás készült az üzemanyag tisztítótartályból történő eltávolítási munkákra [70];
- a végrehajtó személyzet oktatása és vizsgáztatása, valamint a munkavégzés inaktív körülmények közötti gyakoroltatása;
- a várható dózisterhelések részletes tervezése;
- a szennyezett szerszámok és berendezések dekontaminálásának megszervezése;
- javítózónák szervezése.

Az 1. sz. aknában végzett munkáknál a személyzetnek be kell tartani a sugárvédelmi szabályokat. A helyreállítási munkákra külön sugárvédelmi szabályzat készült, amely részletesen meghatározta a munkavégzés során betartandó sugárvédelmi előírásokat. Ezek közül a legfontosabbak:

- rögzíti a vezetők és a személyzet kötelezettségét és felelősségét;
- meghatározza a viselkedési szabályokat az ellenőrzött zónában;
- meghatározza az alapvédőruha és a doziméterek viselésének szabályait;
- előírja a dozimetriai engedélyben meghatározott kiegészítő egyéni védőeszközök használatát (cipővédő, légzésvédő, gumikesztyű, tyvek ruha);
- deklarálja, hogy a munkát szigorúan az előírásoknak megfelelően kell elvégezni, végre kell hajtani a biztonsági intézkedéseket;
- rögzíti a szabályok megsértése, illetve nem tervezett sugárterhelés esetén szükséges teendőket.

A végrehajtó személyzet inaktív körülmények között, hosszú időn keresztül gyakorolta a munkaplatformon való munkavégzést és a szerszámok, eszközök kezelését. A gyakorlás első fázisában külön erre a célra gyártott maketteken végezték a betanulást Oroszországban, majd a munkaplatform és az eszközök, szerszámok Paksra érkezése után 3 hetes gyakorlati képzés történt az 1. blokki 1. számú aknában, ahol már a helyreállításnál alkalmazott szerszámokkal gyakoroltak a munkaplatformon. A gyakorlás során a munkavégzők elsajátították az eszközök, szerszámok és a platform kezelését, ezáltal a tényleges munkavégzési időt jelentősen csökkenteni lehet. A munkák végrehajtása során meg kell tervezni a személyzet dózisterhelését annak érdekében, hogy ne következzen be a megállapított ellenőrzési szintek és dózishatárértékek túllépése.

A szerszámok dekontaminálása két lépésben történik. A munkaplatform alatt kialakításra került egy szerszámmosó berendezés, ami lemossa a szerszámokat, amikor kiemelik azokat az 1. akna szennyezett vizéből. Ezután a szerszámokat letörlik a munkaplatformon, majd kiemelik onnan és a dekontamináló kádba helyezik. A dekontaminálás második lépése ebben a dekontamináló kádban történik, ahol nagy hatékonysággal megtisztítják a szerszámok felületét.

A helyreállítás munkaterületén javítózónákat szervezünk, ahol a kiegészítő egyéni védőeszközök fel- és levétele végrehajtható, a felületi szennyezettség alfa, béta felületi szennyezettség ellenőrző kéz, láb monitorokkal ellenőrizhető. A javítózónák szervezésére a radioaktív szennyezettség szétterjedésének megakadályozása miatt szükséges.

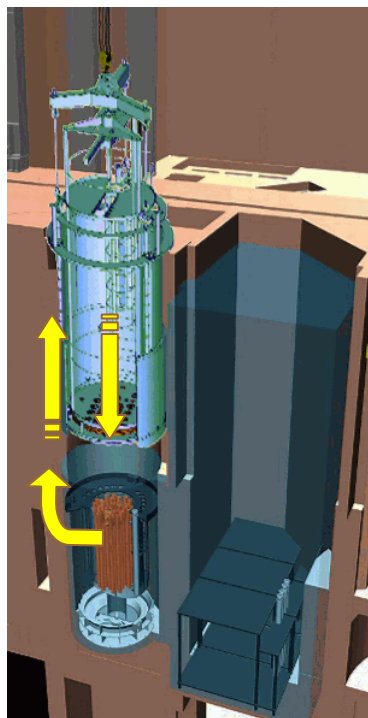
4.3.5.2 Műszaki intézkedések

A sugárvédelem biztosításának műszaki intézkedései az üzemanyag tisztítótartályból történő eltávolítási munkáinál az alábbiakat foglalják magukba:

- árnyékolások a biológia védelem biztosítása céljából (munkaplatform, a kiszolgáló rendszerek csővezetékeit takaró árnyékolások);
- a légáramlás szervezése és ellenőrzése a munkaplatformon;
- az 1. számú akna vizének aktivitás-koncentrációját víztisztítás segítségével a lehető legalacsonyabb szinten kell tartani;
- sugárvédelem biztosítása a szennyezett berendezés, szilárd radioaktív hulladékok tartályai, nukleáris anyaggal töltött tokok szállításánál.

Az árnyékolásokat, illetve azok méretezését a 4.2. fejezet részletesen ismerteti. A munkaplatform megfelelő levegő minőségének biztosítására külön szellőzőrendszer került kialakításra. Felülről, a reaktorpódiumról hűtött, tiszta levegő áramlik a munkaplatformra, a levegő elszívása pedig alulról a munkaplatform és a vízfelszín közötti résből történik az 4.45. ábra szerint. Az 1. számú akna vizének aktivitás-koncentrációját a lehető legalacsonyabb szinten kell tartani, mert a munkaplatform dózisteljesítményét jelentős mértékben befolyásolja. Ennek érdekében az 1. számú akna vizét a 4. számú víztisztítóval, az ultraszűrővel és szükség esetén a NURES (NUclide REmoval System) berendezéssel is tisztítani kell. Elérendő célként tűztük ki, hogy a Cs-137 ekvivalensben számolt víz összes-gamma aktivitás-koncentráció kisebb legyen, mint 10^6 Bq/l.

Szilárd radioaktív hulladékok tartályai, nukleáris anyaggal töltött tokok szállításának megvalósítását a 3.2.4. fejezet mutatja be.



4.45. ábra A munkaplatform szellőzésének biztosítása

4.3.6. Dózistervezés

4.3.6.1 *A dózistervezéshez felhasznált sugárforrások ismertetése*

Az eltávolítási tevékenység végzése során a személyzet sugárterhelésének dózistervezéséhez felhasznált sugárforrásokat a 4.3.3. fejezet mutatja be. Ennek értelmében sugárforrásnak tekintendő a tisztítótartályban lévő 30 db kiégett kazetta gamma- és neutron-sugárzása, a radioaktívan szennyezett víz az 1. sz. aknában, az 1. sz. akna falának szennyeződése, a kiszolgáló rendszerek csővezetékeinek külső gamma-sugárzása az 1. sz. aknában, a szennyezett eszközök, szerszámok. Megállapítható, hogy az idő múlását (azaz a radioaktív bomlást) figyelembe nem vevő megközelítés kellően konzervatív. Az idő múlása nem befolyásolja a víz aktivitáskoncentrációjára vonatkozó tervezési alapot.

4.3.6.2 *Az eltávolítási munka kollektív dózisának becslése*

Az egyes munkafázisok kollektív dózisának becsléséhez szükséges ismerni a munkafázis időtartamát, a tevékenység elvégzéséhez szükséges személyzet létszámát, valamint tartózkodási helyét. Ezen adatok és a munkavégzés helyén várható dózisteljesítmény érték ismeretében a munkafázis kollektív dózisa meghatározható. Az eltávolítási munka kollektív dózisának becslése az egyes munkafázisok kollektív dózisainak ismeretében elvégezhető.

4.3.6.2.1 *A munkaterületek dózisteljesítmény értékei*

A dózistervezésnél felhasznált dózisteljesítmény értékeket lehet konkrét mérési eredmények, vagy modellszámítások alapján megválasztani, illetve konzervatív megközelítéssel a munkaterületen beállított dózisteljesítmény ellenőrzési szint értékét figyelembe venni.

A 4.25. táblázat összefoglalva tartalmazza a modellszámítások alapján a tisztító tartály szét szerelése során a különböző forrásokból a személyzetet érő dózisteljesítmény értékeket, és az egyes források hatásának vizsgálatánál figyelembe vett biológiai védelem paramétereit.

A konzervatív dózisterhelési becslések esetén úgy kell tekinteni, hogy a dózisteljesítmény a munkaplatformon úgy nyitott, mint zárt technológiai nyílás mellett egyenlő a dózisteljesítmény ellenőrzési szintjével, azaz $40 \mu\text{Sv/h}$.

A munkaplatform felső lapján munkát végző személyzet esetén az aknában lévő vízből illetve üzemanyagból származó sugárzás hatása nem lesz annyira jelentős. Feltételezhető, hogy a felső lapon a dózisteljesítmény körülbelül egyenlő lesz a pódiumon lévő dózisteljesítménnyel. A 2005. júliustól 2006. januárjáig tartó időszakban a pihentető medence fölött 10 és $30 \mu\text{Sv/h}$ közötti tartományban változott a dózisteljesítmény. Így a dózisterhelések becsléséhez konzervatív módon úgy tekintjük, hogy a dózisteljesítmény a felső lapon a munkaplatform alsó helyzete esetén $30 \mu\text{Sv/h}$. A technológiai műveleteket fejezetekbe csoportosítottuk, a fejezetek megfelelnek a munkavégzési szakaszoknak, illetve olyan fejezetek készültek, amelyekben a periodikusan ismétlődő műveleteket ismertettük.

A dózisterv a tényleges időbeni ráfordítások figyelembe vételével készült, az adatokat az egyes technológiai műveletek begyakorlása során, illetve a személyzet betanulása során nyertük az FGUP „GNC RF NIIAR”-ban a munkaplatform makettjén.

4.25. táblázat A személyzet biológiai védelmének paraméterei a tisztító tartály tartalmának szétszedéséhez kapcsolódó munka során

N _o	A személyzetre ható sugárzási tényező	A biológiai védelem paraméterei	Részesedés a dózisteljesítményből a biológiai védelem figyelembe vételével, [μSv/h]
1	A tisztító tartályban elhelyezkedő 30 darab kazetta gamma-sugárzása	A vízréteg vastagsága ~2,5 m (a 3. munkaszakaszon ~4,7 m) a tisztító tartály felső osztósíkjához képest. A munkaterület padlója 10 cm vastag rozsdamentes acélból készül.	12*
2	A tisztító tartályban elhelyezkedő 30 darab kazetta neutron-sugárzása	A vízréteg vastagsága ~2,5 m (a 3. munkaszakaszon ~4,7 m) a tisztító tartály felső osztósíkjához képest.	<0,1
3	Az 1. sz. aknában lévő szennyezett víz	Az 1. sz. aknában lévő víz aktivitáskoncentrációja nem lehet több, mint 10 ⁶ Bq/l, Cs-137 egyenértékére átszámítva. A nem használt technológiai nyílások ólomból, vagy ólomüvegből készült védőfedéllel vannak lefedve.	3,4
4	Az 1. sz. akna szennyezett falai	Legalább 45 mm vastag fallal rendelkező acél védőgyűrű (a munkaplatformon)	1
5	Az 1. sz. aknát kiszolgáló rendszerek csővezetékeiből származó külső gamma-sugárzás	Árnyékolás a TV aknában legalább 7,5 cm vastag acélból, vagy bármilyen olyan anyagból, amelyik biztosítja a megkövetelt gyengítést, figyelembe véve a védőgyűrű vastagságát.	1
Dózisteljesítmény a munkaterületen:			17,5

Megjegyzés:

* A tartály alsó lemezéről a nagyobb darabok eltávolítása során, amikor a tartály feletti vízréteg vastagsága ~ 4,7 m: 6 μSv/h.

A táblázatokban a munkacsoport által végzett egyik, vagy másik művelet végrehajtásának fizikai ideje szerepel. Általában a csoport négy főből áll, akik közül három az alsó lapon dolgozik, a negyedik pedig a szituációtól függően lehet a felső lapon, a pódiumon, vagy a segédberendezések diszpécser asztalánál. Minden táblázat eredmény sorában megadásra kerültek a dózisterhelések a munka végrehajtási szakaszai szerint egy főre vonatkozóan a brigádban dolgozók létszámának figyelembevételével. A tokok és a szilárd radioaktív hulladéktartályok pihentető medencébe történő átrakási szakaszainak tervezett száma 10.

4.3.6.3 Az orosz személyzet által végzett fő munkaszakaszok

A munkavégzés tervezett szakaszai és a szakaszok száma a 4.26. táblázatban található. Ez alapján meghatározhatók az ismétlődő műveletek (ciklusok) időigényei, illetve dózisterhelései a szerszámok berakásakor, illetve kirakásakor, valamint a segédberendezések beállítása során.

4.26. táblázat A munka végrehajtásának fő szakaszai

Sor-szám	A munkavégzés szakaszának megnevezése	A szakaszok száma
1.	A tisztítótartály felső lemezének megtisztítása	1
2.	A bázisfuratok és a technológiai furatok kifúrása	1
3.	A felső lemez szektoronkénti vágása	1
4.	A felső lemez koronafúrása	3
5.	A balk formájú üzemanyag eltávolítása a tisztítótartály alsó lemezéről	3
6.	A munkakazetták fejrész nélküli fűtőelem-kötegeinek eltávolítása	2
7.	Az SZBV kazetták fejrész nélküli fűtőelem-kötegeinek eltávolítása	2
8.	Az SZBV kazetták feltételezeten ép fűtőelem-kötegeinek eltávolítása	1
9.	A térelválasztó védőperem megtisztítása a besugárzott nukleáris üzemanyag törmeléktől	1
10.	Az alsó lemez és az alsó lemez alatti tér teljes megtisztítása	1
11.	A szilárd radioaktív hulladéktartályok fedeleinek felhelyezése és rögzítése	3
12.	A besugárzott nukleáris üzemanyag tároló tokok előkészítése az 1. sz. aknából a pihentető medencébe történő átrakáshoz	10
13.	A berendezések előkészítése a tokok és a tartályok pihentető medencébe történő átrakásához	10
14.	A berendezések előkészítése az üres tokok és az üres tartályok behelyezéséhez	10
15.	A segédberendezések beállítása a munkaplatform +15,61 m szintről a +17,71 m szintre történő átállítását követően	3
16.	A segédberendezések előkészítése a munkaplatform 1. sz. aknából történő eltávolításához	10
17.	A segédberendezések előkészítése a munkaplatform 1. sz. aknában történő szerelését követően	9

4.3.6.4 Az orosz személyzet által végzett munkaszakaszok időráfordításai és dózisterhelései

Mivel a tételes dózisterv részletes bemutatása területi okok miatt nem lehetséges, ezért egy munkafázis tételes tervét mutatom be és az összefoglaló táblázatot.

4.3.6.4.1 A bázisfuratok és a technológiai furatok kifúrása

A furatok kifúrása az emelő platform alsó lapjáról történik a +15,61 m szinten, +15,46 m vízszint mellett (a tartály felső peremétől mért 2,6 m). A fúrások darabszáma – 29 furat (5 bázisfurat és 24 technológia furat).

4.27. táblázat Időráfordítás és dózisterhelés a furatok kifúrása során

Sorszám	A művelet megnevezése	A műveletre fordított idő, perc	A műveletek, illetve az egységek darabszáma	A teljes időráfordítás, perc/óra
1.	A szerszámtartó betételek beállítása a technológiai nyílásban a szerszámok berakását megelőzően	12	1	12/0,2
2.	Rögzítés a daru horgára a felső lapról, az áthidaló levétele, leeresztés, a rögzítő felhelyezése a rúdra, és a szerszám elhelyezése a technológiai nyílásban	4	2	8/0,15
3.	A fűrő berendezés behelyezése a technológiai nyílásba és rögzítése	30	1	30/0,5
4.	Rávezetés a fűrési tengelyre, a vezetrúd levétele, a Ø 26 mm átmérőjű furat elkészítése, a fűrőfej cseréje	60	29	1740/29
5.	A szerszámtartó betételek és a fűrőberendezés átállítása a technológiai nyílásban a középső részben	12	2	24/0,4
6.	Rögzítés a daru horgára az alsó lapon, a rögzítő levétele, felemelés lemosás mellett, az áthidaló behelyezése és a szerszám rögzítése a felső lapon	5	2	10/0,16
7.	A fűrő berendezés kiemelése lemosással a felső lapra	30	1	30/0,5
	ÖSSZESEN:			1854/31
8.	Dózisterhelés: – felső lap: $(8+30+10+30)/60=1,3 \times 30 = 39 \mu\text{Sv}$; – alsó lap: $31 \times 40 = 1240 \mu\text{Sv}$			

4.3.6.5 Az orosz személyzet tervezett kollektív dózisa

A 4.28. táblázatban megtalálhatók a besugárzott nukleáris üzemanyag tisztítótartályból történő eltávolítása során felmerülő összes időszükséglet és a tervezett kollektív dózis a munkák fő szakaszaira vonatkozóan.

4.28. táblázat A munkák fő szakaszainak időszükséglete és tervezett kollektív dózisa

Ssz.	A munkavégzés szakaszai	Időbeni ráfordítások, óra	Dózisterhelés, Személy x μ Sv	
			Felső lap	Alsó lap
2	A tisztítótartály felső lemezének megtisztítása a kazetták fejrészeitől és az üzemanyagtól	63	45	2520 x 3
3	A bázisfuratok és a technológiai furatok kifűrése	31	39	1240 x 3
4	A felső lemez szektoronkénti vágása	11	12	140 x 3
5	A felső lemez koronafűrése	71,3	153	2852 x 3
6	A balk formájú üzemanyag eltávolítása a tisztítótartály alsó lemezéről	233,2	94,5	9328 x 3
7	A munkakazetták fejrész nélküli fűtőelem-kötegeinek eltávolítása	29,4	108	1176 x 3
8	Az SZBV kazetták fejrész nélküli fűtőelem-kötegeinek eltávolítása	69	72	2760 x 3
9	Az SZBV kazetták feltételezetten ép fűtőelem-kötegeinek eltávolítása	4,4	27	176 x 3
10	A térelválasztó védőperem megtisztítása az üzemanyag törmeléktől	11,6	31,5	464 x 2*
11	A besugárzott nukleáris üzemanyag eltávolítása az alsó lemez felületéről	16,8	31,5	672,7 x 2*
12	Az alsó lemez és az alsó lemez alatti tér megtisztítása	8,8	31,5	352 x 2*
13	A szilárd radioaktív hulladék tartályok fedeleinek behelyezése és rögzítése	14,25	94,5	570 x 3
14	A tokok fedeleinek behelyezése és rögzítése	80,8	270	3232 x 3
15	Berendezések előkészítése az üres tokok és az üres tartályok behelyezéséhez	17,4	162	696 x 3
16	A berendezések előkészítése az üres tokok és tartályok behelyezéséhez	19,4	180	776 x 3
17	A segédberendezések beállítása a munkaplatform +15,61 m szintről a +17,71 m szintre történő átállítását követően	9,6	203	294 x 2*
18	A segédberendezések előkészítése a munkaplatform kiemeléséhez	21,8	654	564 x 2*
19	A segédberendezések előkészítése a munkaplatform beemelése után	14,7	248	336 x 2*
	ÖSSZESEN:	727,45	2456,5	81763,4

* Ezekben az esetekben két operátorra van szükség a munkaplatformon. Alsó lap a munkaplatformon lent, a felső lap a munkaplatform tetején történő munkavégzést jelent.

A dózisterv alapvetően a konkrét műveletek végrehajtásának műszaki idejét veszi figyelembe. Ennek során folyamatos munkát feltételez és nem számol a nagy számú szervezési intézkedéssel, mint például a személyzet elhelyezéséhez szükséges idővel, a műszakváltással, a Paksi Atomerőmű személyzetével történő együttműködéssel, a döntéshozatalokhoz szükséges idővel, a diszpécseri pultnál végzett munka sugárterhelésével, stb. Ezen tényezők figyelembe vételével feltételezhető, hogy a tényleges munkavégzési idő kétszeresére is növekedhet.

A víz aktivitás-koncentrációja a nukleáris üzemanyaggal történő közvetlen munkavégzés miatt megnövekedhet, ennek következtében a dózisteljesítmény is növekszik, azonban ezt a dózistervezésnél nem vesszük figyelembe, mert már kiindulásként, konzervatív módon a dózisteljesítmény ellenőrzési szinttel számoltunk.

Ha a tényleges munkavégzési idő kétszeres növekményét figyelembe vesszük, akkor a személyzet várható kollektív dózisa $(2456,5+81763,4) \times 2 / 1000 = 168,44$ személy x mSv.

A segédberendezések lebontására és szerelésére vonatkozó munkákat egy négy főből álló diszpécser csoport végzi. A diszpécser várható dózisterhelése a 17., 18. és 19. munkafázisok szerint $((203+654+248)+(294+564+336) \times 2) \times 2 = 6986$ személy x μ Sv. Ebben az esetben a segédberendezés operátor a munkavégzés teljes ideje alatt **(6986:3) \approx 2329 μ Sv**, a diszpécseri asztal mögött kapott dózisterhelés figyelmen kívül hagyása esetén.

A besugárzott nukleáris üzemanyag tartályból történő eltávolítási munkáit műszakos személyzet végzi az alábbi összetételben: műszakvezető, két vezető operátor és négy operátor. Összesen a munkavégzés során (7 fő x 4 műszak)=28 fő. Úgy tekintjük, hogy a műszakra jutó dózisterhelés egyenletesen oszlik el. Ebben az esetben a munkavégzés teljes ideje alatt **egy műszakos dolgozóra** a 4.28. táblázat szerint (kivéve 17, 18 és 19. munkafázisok) figyelembe véve a kétszeres növekedési tényezőt, **(168439,8-6986):28 \approx 5766 μ Sv dózis jut.**

A számítási eredmények alapján tehát a személyzetre jutó dózisterhelés egyetlen dolgozó esetében sem haladja meg a 20 mSv-et.

4.3.6.6 A Paksi Atomerőmű személyzete által végzett munkaszakaszok

A 4.29. táblázatban megtalálhatók a munkák fő szakaszai és azok ciklusszámai a helyreállítás során, ezeket a munkákat kell figyelembe venni az időbeni ráfordítások és a dózisterhelések számítása során.

4.29. táblázat A magyar személyzet munkavégzésének fő szakaszai

Sor-szám	A munkavégzés szakaszának megnevezése	A szakaszok (ciklusok) darabszáma
1.	A munkaplatform beszerelése a 2. blokki 1. sz. aknába	9
2.	A szerszám behelyezése az emelő platform felső lapjára a „TVEL” Rt. személyzete által végzett valamennyi munkaszakaszra	-
3.	A szerszám kirakása az emelő platform felső lapjáról valamennyi munkaszakaszra vonatkozóan	-
4.	A munkaplatform áthelyezése a 2. blokki 1. sz. aknában a +15,61 m szintről a +17,71 m szintre	3
5.	A vízszint csökkentése a +17,56 m szintről 15,46 m szintre és a munkaplatform áthelyezése a +17,71 m szintről a +15,61 m szintre	3
6.	A munkaplatform kiemelése a 2. blokki 1. sz. aknából a megtöltött tokok és hulladéktartályok áthelyezése miatt	10
7.	A vízszint csökkentése a +15,46 m szintről a zsilip küszöbének szintje alá a megtöltött tokok áthelyezéséhez	10
8.	Az 1. sz. akna és a pihentető medence között a zsilip leszerelése	10
9.	A megtöltött tokok átrakása	10
10.	Az 1. sz. akna és a pihentető medence között a zsilip beszerelése	9
11.	A vízszint megemelése a zsilip küszöbszintje alól a +15,46 m szintre	10
12.	A munkaplatform áthelyezése a +15,61 m szintről a +16,36m szintre	1
13.	A vízszint lecsökkentése +16,21 m szintről a +15,46 m szintre	1
14.	A tokok berakása a térelválasztó védőperemre a +15,61 m szinten lévő munkaplatformról	90 darab
15.	A szilárd radioaktív hulladéktartályok berakása a térelválasztó védőperemre a +15,61 m szinten lévő munkaplatformról	10 darab
16.	A védőrács fel-, illetve leszerelése a térelválasztó védőperemre	10
17.	Az akna falainak dekontaminálása a munkaplatform beállítását követően	3*
18.	Szerszámok dekontaminálása	45 egység
19.	A szerszám előkészítése és beállítása a felső lapra történő behelyezéshez	30

* Az 1. sz. akna dekontaminálásának szükségességét és a ciklusok tényleges számát a munka végrehajtása folyamán határozzák meg.

A magyar kompetenciájú tevékenységnél jellemzően reaktorcsarnoki munkavégzésből indulunk ki, melyet 6 fő 6 órás műszakokban teljesít, 41 x 2, azaz 82 nap alatt. A teljes időszükséglet így 2952 óra, ezt kell megszorozni a reaktorcsarnokban mérhető 10 mikroSv/h dózisteljesítménnyel. Ezek alapján a várható kollektív dózis 29,5 személy x mSv.

A 2. blokki 1. akna előzetes dekontaminálásának tervezett kollektív dózisa 4,7 személy x mSv. Ehhez hozzáadódik a munkák során tervezett vízszint változások miatt szükséges oldalfal lemosások dózisa, ami tervszerűen 7 alkalom x 0,4 személy x mSv = 2,8 személy x mSv. Ez tehát összesen 4,7+2,8=7,5 személy x mSv.

A helyreállítás befejezése után a tisztító tartály dekontaminálásának tervezett kollektív dózisa három részből tevődik össze. A tisztító tartály belső felületeinek kémiai dekontaminálása 5,3 személy x mSv, a kiszolgáló személyzet (darukötöző) várható kollektív dózisa 0,4 személy x mSv, a külső felület elektrokémiai dekontaminálása 20,4 személy x mSv, ami összesítve 26,1 személy x mSv kollektív dózist jelent. A sérült fűtőelemek eltávolítását követően az 1. akna és kapcsolódó csővezetékek dekontaminálásának tervezett kollektív dózisa 33 személy x mSv.

4.3.6.7 A személyzet belső sugárterhelésének becslése

A személyzet belső sugárterhelése a munkaterületen végrehajtott tevékenységek során az 1. sz. akna vízből és a szennyezett felületről származó radioaktív részecskékből ered. A belső sugárterhelés dózisének becslésekor kiindulási adatként a munkaterület légterében az aeroszolok aktivitás-koncentrációjára vonatkozó megengedett értékek tételeztük fel.

A konzervatív megközelítés érdekében a munkaterület levegőjében a teljes alfa-aktivitást a Pu-239 radioaktív részecskék alkotják, mert ennek az izotópnak a legnagyobb a dózisállandója (legkisebb a LAK értéke). Amennyiben a személyzet a munkaplatformon 360 órán keresztül végez munkát légzésvédővel, akkor a várható effektív lekötött dózis az alfa-sugárzó aeroszolok szervezetbe jutása miatt 0,4 mSv értéket érheti el.

Hasonló megfontolás alapján a béta-, gamma-sugárzó radioaktív részecskék esetén a béta-, gamma-aktivitások a munkaterület levegőjében a LAK értékekkel lettek figyelembe véve. Ezek közül a legkisebb LAK értékkel a Sr-90 rendelkezik. Ennek megfelelően a várt effektív sugárterhelés a béta- és gamma-sugárzó aeroszolok szervezetbe jutása miatt 0,4 mSv.

A fentiek alapján folyamatosan fennálló LAK feltételezésével, védőeszköz nélkül a személyzet várható effektív sugárterhelése a munkavégzés során (3 hónap) a szervezetbe bejutó alfa-, béta- és gamma-sugárzó aeroszolok hatására 0,8 mSv. Mivel az aeroszol izotóp összetétele nem tisztán Pu-239 és Sr-90, ezek feltételezése a legkisebb LAK értékük miatt biztosítja a számítások konzervativizmusát. A munkaterületen történő munkavégzés során a személyzetnek olyan egyéni légzésvédő eszközöket kell használnia, melyeknek tisztítási hatékonysága nem kevesebb, mint 10. Ez a feltételezés konzervatív, mert a rendelkezésre álló eszközök ennél nagyobb tisztítási hatékonyságot tesznek lehetővé. (A félálarc kialakítású szűrő típusú légzésvédő hatásfoka legalább 98%-os, ami 2%-ra való csökkentést jelent.)

A reaktor pódiumon és a reaktor csarnokban tartózkodó személyzetre a munkaplatform légterében megjelenő aeroszolok nincsenek hatással, mert a szellőzés megoldása (irányított levegőáramlás, munkaplatform alóli elszívás, légfüggöny kialakítása az akna felett) kizárja a reaktorcsarnok levegőjének elszennyeződését. A szellőzés következtében a munkaplatformon kialakulható aeroszol koncentráció is a LAK értékek alatt lesz, így az operatív személyzet várható belső sugárterhelése lényegesen alacsonyabb lesz a számítottnál.

A KISER alfa- és béta-aeroszol aktivitás-koncentráció mérés figyelmeztető szintjei az eltávolítási munkák során a belső sugárterhelésre megengedett 5 mSv dóziséből a feltételezett eltávolítási időszükséglet alapján kerültek meghatározásra. A számítási eredmények alapján beállított szintek biztosítják a dóziskorlát betarthatóságát.

4.3.6.8 Összefoglalás

A várható sugárterhelések szempontjából a helyreállításhoz kapcsolódó legfontosabb tevékenységek: előzetes dekontaminálás és az aknafal lemosásai, az üzemanyag tokozásának orosz és magyar kompetenciájú feladatai, valamint az utólagos dekontaminálások. Ezen tevékenységek tervezett kollektív dózisa:

1. A 2. blokki 1. akna előzetes dekontaminálásának és az aknafal lemosásainak tervezett kollektív dózisa összesen 7,5 személy x mSv.
2. Az orosz kompetenciájú műveletekre 168,4 személy x mSv a becsült kollektív dózis.
3. A magyar kompetenciájú munkáknál a várható sugárterhelés 29,5 személy x mSv.
4. A helyreállítás befejezése után a tisztító tartály dekontaminálásának tervezett kollektív dózisa összesítve 26,1 személy x mSv.
5. A sérült fűtőelemek eltávolítását követően az 1. akna és kapcsolódó csövezetékek dekontaminálásának tervezett kollektív dózisa 33 személy x mSv.

Mindezek alapján a dekontaminálásokkal együtt a teljes helyreállítási tevékenység várható kollektív dózisa **264,5 személy x mSv**. Ez az érték közel megegyezik egy blokk főjavításának

tervezett kollektív dóziséval. Az egyéni maximális sugárterhelés a tervek szerint 5,8 mSv, ami jelentősen alatta marad a mind az ellenőrzési szintnek, mind a dóziskorlátnak.

4.3.7. Személyi dozimetriai ellenőrzés

A helyreállításban résztvevő személyzet személyi dozimetriai ellenőrzésének megszervezése rendkívül komplex feladat. A külső sugárterhelés ellenőrzés szempontjából a legfontosabb a gamma-sugárzó izotópok által okozott sugárterhelés pontos mérése, de a béta- és a neutron-sugárzásból adódó sugárterhelés meghatározását is el kell végezni. A munkaterület levegőjében előfordulhatnak alfa-, béta-, és gamma-sugárzó izotópok, így a belső sugárterhelés ellenőrzésnek a radioaktív izotópok igen széles körére ki kell terjednie. Az ellenőrzött zónában történő munkavégzés megkezdése előtt, az első belépést megelőzően minden dolgozónak belső sugárterhelés ellenőrzésen kell részt venni. A dóziskorlátok betartásának ellenőrzése céljából a külföldi munkavállalóknak a helyreállítási munkák megkezdése előtt be kell mutatniuk a dóziszigazolást a korábban kapott dózisterhelésről.

A személyi dozimetriai ellenőrzés kiterjed mind a külső, mind a belső sugárterhelés ellenőrzésre. A helyreállítási munkákban résztvevő dolgozók sugárterhelés ellenőrzésének rendjét, a személyi dozimetriai eszközöket, az ellenőrzések gyakoriságát részletesen szabályoztuk a [70, 71] hivatkozásokban.

A külső sugárterhelés ellenőrzését egyrészt hatósági filmdoziméterrel, üzemi termoluminiscens doziméterrel és neutron doziméterrel végezzük, másrészt operatív ellenőrzést hajtunk végre. Az operatív dozimetriai ellenőrzés azért történik, hogy információt szerezzünk a személyzet által kapott dózisosokról, a dózistervezés megfelelőségéről és az egyes munkafajtákra vonatkozóan a kollektív dózisosokról. Az operatív egyéni dozimetriai ellenőrzés segítségével megelőzhető az egy műszakra tervezett dózis ellenőrzési szintjének túllépése. Az operatív dozimetriai ellenőrzést elektronikus doziméterrel és lokális termoluminiscens doziméterrel valósítjuk meg. A belső sugárterhelés ellenőrzést egésztestszámlálással és vizeletből történő alfa- és béta-sugárzó izotópok meghatározásával valósítjuk meg. A mért aktivitás adatokból a lekötött effektív dózisosokat kiszámítjuk.

4.3.8. Összefoglalás

Ebben az alfejezetben bemutattam egy személyi dozimetriai rendszert a munkavégzők külső és belső sugárterhelésének ellenőrzésre. A sérült fűtőelemek eltávolítása során sugárvédelmi szempontból az egyik legfontosabb feladat a személyi dozimetriai feladatok végrehajtása, a dolgozók sugárterhelésének pontos meghatározása. Ennek érdekében meghatároztam a sugárterhelés ellenőrzési szinteket, dóziszámításokat végeztem a dolgozók várható sugárterhelésének meghatározására, munkafázisonként tételes dózistervet készítettem és elkészítettem a sugárterhelések ellenőrzésének rendjét.

A helyreállítás sugárvédelmi tervezése során mind az orosz, mind a hazai előírásokat figyelembe kellett venni, az előírások összevetésével közös sugárvédelmi kritériumok kerültek meghatározásra. Amennyiben eltérés volt a két ország előírásai között, akkor mindig a szigorúbbat vettük figyelembe.

A dózisterv a végrehajtandó technológiából kiindulva szisztematikusan és analitikusan felépíti a tevékenységek időszükségletét és dózisbecslést végez a munkavégzésre, figyelembe véve a dolgozók tartózkodási helyét, a munkavégzések időtartamát, illetve a munkaterületek sugárzási viszonyait.

Sugárvédelmi szempontból a helyreállítás során az egyik legfontosabb cél, hogy a dolgozók sugárterhelése a dóziskorlátokon belül maradjon. Fenti információk alapján látható, hogy ez a cél nagy biztonsággal teljesíthető.

4.4. Kiegészítő Sugárvédelmi Ellenőrző Rendszer

4.4.1. Tervezési alapok

A tervezési alapok meghatározása során össze kellett gyűjteni, melyek a munkavégzőkre ható sugárzás fő forrásai a helyreállítás előkészítése és végrehajtása alatt.

4.4.1.1 A radioaktív sugárzás forrásai

A személyzetre ható sugárzás fő forrásai a 4.3.3. fejezetben olvashatók.

A sugárterhelés döntő forrásai a sérült fűtőelemekben lévő és onnan az 1. sz. akna vizébe, majd a levegőbe kerülő transzurán izotópokból és hasadási termékekből eredő alfa-, béta- és gamma-sugárzás. A sérült fűtőelemekből származó neutron-sugárzást a biológiai védelem (az 1. sz. akna vize) megbízhatóan, számításokkal és mérésekkel ellenőrzötten leárnyékolja.

Üzemzavari és baleseti helyzetben növekedhet a munkaterületen és környezetében a dózisteljesítmény, valamint a levegő, illetve a felületek radioaktív szennyezettsége.

A radioaktív sugárzás forrásainak ismeretében meghatározható a telepített sugárvédelmi ellenőrző rendszer feladata, milyen típusú méréseket kell telepíteni az 1. sz. aknába és környezetébe.

4.4.1.2 A telepített sugárvédelmi ellenőrző rendszer feladata

A telepített sugárvédelmi ellenőrző rendszernek a munkavégzés helyszínén az a feladata, hogy folyamatosan ellenőrizze a sugárzási helyzetet, megjelenítse a mérési eredményeket a dozimetriai információs rendszer monitorjainak képernyőjén, összehasonlítsa az eredményeket a figyelmeztető- és vészszintekkel és jeleket küldjön a területen elhelyezett fény és hangjelzést adó blokkokra. Ugyanakkor szükséges a mért adatok archiválása, az archivált adatokból különböző trendek készítése lehetőségeinek biztosítása.

A telepített sugárvédelmi ellenőrző rendszernek meg kell valósítani az alábbiak folyamatos ellenőrzését:

- a gamma-sugárzás dózisteljesítménye a munkavégzés helyén és környezetében (a munkaplatformon, a reaktorpódiumon és a reaktorcsarnokban);
- az alfa-aeroszolkok aktivitás-koncentrációja a munkaterület levegőjében;
- a béta- és gamma-aeroszolkok aktivitás-koncentrációja a munkaterület levegőjében;
- a radioaktív nemesgázok aktivitás-koncentrációja a munkaterület levegőjében;
- az alfa-aeroszolkok aktivitás-koncentrációja a munkaterület alól elszívott levegőben;
- a béta- és gamma-aeroszolkok aktivitás-koncentrációja a munkaterület alól elszívott levegőben;
- a radioaktív nemesgázok aktivitás-koncentrációja a munkaterület alól elszívott levegőben;
- a víz összes-gamma aktivitás-koncentrációja az 1. sz. aknában.

Bár jódtól izotópok megjelenésére a helyreállítás előkészítése és végrehajtása során nem kell számítani, az üzemzavari elemzések olyan scenáriókat is tárgyalnak, amelyeknél az 1. sz. aknában a 30 db sérült fűtőelemet tartalmazó rendszer kritikussá válhat és a maghasadások következtében ismét jódtól izotópok keletkeznek. E miatt a munkaterület levegőjében és a munkaterület alól elszívott levegőben a jódtól-131 izotóp aktivitás-koncentrációjának ellenőrzése megvalósításra került.

4.4.1.3 A telepített detektorok, illetve mintavételek elhelyezési követelményei

A gamma-sugárzás dózisteljesítményének ellenőrzését a munkaplatformon olyan mérőműszerrel kell megvalósítani, amelyik a munkaterületen a padlószinthez képest 1,5 m magasan van elhelyezve.

Az alfa-, béta- és gamma-sugárzó aeroszolok, a jód-131 és a radioaktív nemesgázok aktivitás-koncentrációjának ellenőrzését a munkaterületen olyan mérőműszerrel kell megvalósítani, amelynek mintavétele a munkaterületen „légzési magasságban” van elhelyezve, azaz a mintavétel a padlószinthez képest 1,5 m magasan és a faltól legalább 50 cm távolságban történjen.

Az alfa-, béta- és gamma-sugárzó aeroszolok, a jód-131 és a radioaktív nemesgázok aktivitás-koncentrációjának ellenőrzéséhez a levegőmintát a munkaterület alatti szellőzést biztosító szellőzőrendszerből kell venni, a beépített szűrő után a közös szellőzőrendszerbe történő kibocsátás előtti szakaszon. A mintavételt azért itt kell kialakítani, mert a helyreállításból származó kibocsátás-többletet így lehet pontosan meghatározni.

Az alfa-, béta- és gamma-sugárzó aeroszolok aktivitás-koncentrációjának laboratóriumi ellenőrzéséhez a levegőmintát a munkaterület alatti szellőzést biztosító szellőzőrendszerből kell venni, a beépített szűrő után a közös szellőzőrendszerbe történő kibocsátás előtti szakaszon.

A munkaterület alfa-, béta- és gamma-sugárzó aeroszolok és a radioaktív nemesgázok aktivitás-koncentrációjának, valamint a gamma-sugárzás dózisteljesítményének mérését biztosító mérőcsatornák fényjelző rendszerét a munkaterületen kell elhelyezni.

A hangjelzést olyan módon kell beállítani, hogy a jelzés hallható legyen az 1. aknabeli munkaterületen. A hangjelzésnek működésbe kell lépnie a bármely csatornán történt vésszint túllépés esetén.

4.4.2. A SZEJVÁL rendszer

Az új telepített sugárvédelmi ellenőrző rendszer kiépítése előtt meg kellett vizsgálni, hogy a jelenlegi telepített sugárvédelmi ellenőrző rendszer mely részei alkalmasak az 1. számú akna környezetének ellenőrzésére.

4.4.2.1 A SZEJVÁL rendszer általános ismertetése

A munkahelyek és a technológiai rendszerek sugárvédelmi ellenőrzésére az atomerőművi telepített sugárvédelmi ellenőrző rendszer (SZEJVÁL) szolgál. A SZEJVÁL egy mérés- adatgyűjtő rendszer, melynek érzékelői nukleáris detektáló blokkok, egységek. A rendszer a két reaktorblokkra 500 mérőcsatornából áll.

A SZEJVÁL rendszer az atomerőmű primer hűtőkörétől a kibocsátási pontokig követi a radioaktív anyagok transzportját a technológia közegekben, az ellenőrzött zóna helyiségeiben és szellőző rendszereiben. Biztosítja az erőmű üzemi területének, az ellenőrzött zóna helyiségeinek, a technológiai rendszerek sugárzási viszonyainak folyamatos ellenőrzését. Fontos feladata a munkahelyek sugárzási viszonyaiban történt változások jelzése, így az erőműben dolgozók indokolatlan sugárterhelésének megakadályozása. A SZEJVÁL telepített egységei az adott terület sugárzási viszonyairól adnak információt. A helyiségek nagy részében a gamma-dózisteljesítmény mérése mellett levegő nemesgáz és aeroszol aktivitás-koncentráció ellenőrzés is történik.

A 2. blokki 1. számú akna környezetében a 4.30. táblázatban látható telepített detektorok üzemelnek.

4.30. táblázat Reaktorcsarnok telepített SZEJVÁL detektorai

Alfanumerika	Mérés típusa	Műszer típusa	Energia tartomány	Mérési tartomány
20XQ11R588	Radioaktív nemesgáz összes-béta aktivitás-koncentráció	UDGB-08	0,3–3,0 MeV	$7,4 \times 10^4 - 2,4 \times 10^7$ Bq/m ³
10XQ11R316		UDGB-08 (D)		$5,2 \times 10^6 - 5,2 \times 10^9$ Bq/m ³
20XQ11R581, R582	20TN13,10TN13 rendszer nemesgáz összes-béta aktivitás-koncentráció	UDGB-08	0,3–3,0 MeV	$7,4 \times 10^4 - 2,4 \times 10^7$ Bq/m ³
10XQ11R311, R312		UDGB-08 (D)		$5,2 \times 10^6 - 5,2 \times 10^9$ Bq/m ³
20XQ12R562	Radioaktív aeroszol összes-béta aktivitás-koncentráció	BDAB-05	0,3– 2,2 MeV	$3,7 - 3,7 \times 10^3$ Bq/m ³
10XQ12R213				$37 - 3,7 \times 10^4$ Bq/m ³
20XQ20R103	Gamma dózisteljesítmény	BDMG-41-01	0,12–1,25MeV	8,7– 8 700 µGy/h
20XQ20R104		BDMG-41-02		8,7–8,7x10 ³ mGy/h
20XQ20R105		BDMG-41-02		8,7–8,7x10 ³ mGy/h
20XQ20R106		BDMG-41		0,87– 870 µGy/h
20XQ20R560		BDMG-41		
20XQ20R561		BDMG-41		
20XQ20R563		BDMG-41		
20XQ20R564		BDMG-41		
20XQ20R565		BDMG-41		
20XQ20R566		BDMG-41		

A radioaktív nemesgáz mérések kiegészítő információkén szolgálhatnak a helyreállítás során, azonban mind a munkaplatform, mind a munkaplatform alól elszívott levegő folyamatos nemesgáz ellenőrzését meg kell oldani.

A reaktorpódium radioaktív aeroszol összes-béta aktivitás-koncentráció ellenőrzése szintén nem alkalmas sem a munkaplatform, sem a munkaplatform alól elszívott levegő folyamatos ellenőrzésére, ezért ezeket új eszközökkel kell megoldani.

A gamma-dózisteljesítmény mérők a reaktorcsarnok ellenőrzését biztosítják. A reaktorpódium ellenőrzésére részben fel lehet használni a reaktorpódiumra telepített SZEJVÁL detektorokat, azonban szükséges egy új dózisteljesítmény mérő, amely a reaktorpódium másik oldalán kerül elhelyezésre és hosszabbító kábellel szükség esetén az 1. sz. aknába is be lehet engedni. A munkaplatform ellenőrzésére egy új gamma-dózisteljesítmény mérő telepítése szükséges.

4.4.3. A Kiegészítő Sugárvédelmi Ellenőrző Rendszer

A Kiegészítő Sugárvédelmi Ellenőrző Rendszer (KISER) feladata a sugárzási állapot folyamatos ellenőrzése a munkaterületen, az adatok megjelenítése az operatív ellenőrzési pontokon, a 2-es blokkvezénylőben és a 1-es dozimetriai vezénylőben. Az adatok ábrázolása sémaképen és grafikonok formájában, valamint a mért adatok adatbázisban történő tárolása, a mérési eredmények összehasonlítása figyelmeztető- és vészszintekkel, valamint fény- és hangjelzések küldése a kijelző blokkokra.

A KISER folyamatos ellenőrzést valósít meg az alábbiak vonatkozásában:

- munkaplatformon:
 - a gamma-sugárzás dózisteljesítménye,
 - a levegő alfa-, béta- és gamma-aeroszolk aktivitás-koncentrációja,
 - a radioaktív jód és nemesgázok aktivitás-koncentrációja;
- reaktorcsarnok pódiumán a gamma-sugárzás dózisteljesítménye;
- az 1-es akna vízének összes-gamma aktivitás-koncentrációja;
- a munkaplatform alól eltávolított és már szűrt levegőben:
 - a levegő alfa-, béta- és gamma-aeroszolk aktivitás-koncentrációja,
 - a radioaktív jód és nemesgázok aktivitás-koncentrációja.

A munkaplatformon a gamma-dózisteljesítmény ellenőrzésének detektorát a munkaplatform síkja felett 1,5 m magasságban kell elhelyezni, a reaktorpódiumon pedig a feljárat mellett.

A munkaterület levegőjének mintavételét a munkaplatform síkjától 1,5 m magasságban és az aknafaltól legalább 50 cm-re kell megvalósítani, a munka végzés körzetéből a személyzet "légzési zónájából". A mérő egységeket a munkahely körzetében a pódium mellett olyan helyen kell elhelyezni, ahol a külső gamma-háttérsugárzás feltételei megvalósulnak.

Az 1. sz. akna vizének összes-gamma aktivitás-koncentrációját az autonóm hűtőköri vezetékre szerelt, szcintillációs detektor gamma-spektrumának mérése útján kell meghatározni.

A munkaplatform alól elszívott szűrt levegőből a mintát még azelőtt a pont előtt kell venni, ahonnan szennyezettség esetén meg van a lehetősége a 20TN01 szellőző rendszer felé történő elirányításra. A mérőegységek az A516/2-es szellőzőgépházban nyerne elhelyezést.

4.4.3.1 A készülékek kiválasztása

A készülékek kiválasztásánál figyelembe vett szempontok:

- a készülékek mérési tartománya és energia tartománya megfelelő legyen,
- a hitelesítés, illetve a kalibrálás egyszerűen biztosítható legyen,
- a folyamatban lévő sugárvédelmi rekonstrukciók készülék típusaival lehetőleg azonosak legyenek a kiválasztott készülékek,
- könnyen beszerezhetők legyenek,
- könnyen rendszerbe illeszthetők legyenek,
- egyszerű üzemeltethetőség,
- karbantartás biztosítható legyen,
- tartalék alkatrész biztosítható legyen.

Mindezek alapján telepített kiegészítő sugárvédelmi ellenőrző rendszer egységes készülékbázison, az MGPI RAMSYS rendszeren lett felépítve. Az egyes mérőkészülékek a mérés-specifikus érzékelő detektor és az azt illesztő mérőegység kivételével egységesen MGPI gyártmányú LPDU – helyi adatfeldolgozó és megjelenítő – készülékeket alkalmaznak. Az egyes készüléktípusokban a következő LPDU egységek kerültek alkalmazásra:

Készülék	Detektor	LPDU típus	Mérési tartomány
GIM204-L	Si	LPDU/Si	5 μ Sv/h - 1 Sv/h
NGM 206-L	NaI(Tl)	LPDU/SAS	1 MBq/m ³ – 1 TBq/m ³
ABPM 201-L	PIPS	LPDU/PIPS β -mérő	1 Bq/m ³ – 10 MBq/m ³
ABPM 201-L	PIPS	LPDU/PIPS α -mérő	0,01 Bq/m ³ – 10 ⁴ Bq/m ³
IM 201-L	NaI(Tl)	LPDU/SAS	3,7 Bq/m ³ - 3,7 MBq/m ³
NGM 204-L	PIPS	LPDU/PIPS	37 kBq/m ³ – 3700 MBq/m ³

A készülékek mérési tartományával szemben elvárások:

Az alsó méréshatár lehetőleg alacsonyabb legyen, mint alaphelyzetben az adott sugárzási paraméter értéke. Ha az alsó méréshatár magasabb, mint alaphelyzetben az adott sugárzási paraméter értéke, mert az adott paraméter értéke rendkívül alacsony, vagy akár nulla (pl.: a jódmérő esetén), akkor a készülékkel szemben elvárás, hogy már nagyon kis emelkedést észleljen és a növekményt az adatbázisban megjelenítse.

A készülékeknek nagy biztonsággal kell mérni a figyelmeztető- és vészszint tartományba eső értékeket.

A felső méréshatárnak olyan nagynak kell lennie, hogy üzemzavar esetén is képes legyen az adott sugárzási paraméter mérésére. Amennyiben súlyos üzemzavar, vagy baleset esetén az adott sugárzási paraméter nagyobb a készülék felső méréshatáránál, akkor a készüléknek ezt jeleznie kell.

4.31. táblázat Az egyes készülékek telepítési adatai

Alfanumerika	Mért paraméter	Készülék	Mintavétel	Detektor helye
20XQ20R001	Gamma-dózisteljesítmény	GIM204-5	Pódium	Pódium
20YQ20R002	Gamma-dózisteljesítmény	GIM204-7	Platform	Platform
95TG32R001	Víz összes-gamma aktivitás-koncentráció	NGM 206	Aut. hűtőkör	Aut. hűtőkör
20TG04R001	Aeroszol alfa aktivitás-koncentráció	ABPM 201	Platform	Pódium mellett
20TG04R004	Aeroszol béta aktivitás-koncentráció		Platform	Pódium mellett
20TG04R002	Jód aktivitás-koncentráció	IM 201	Platform	Pódium mellett
20TG04R003	Nemesgáz aktivitás-koncentráció	NGM 204	Platform	Pódium mellett
20TN13R001	Aeroszol alfa aktivitás-koncentráció	ABPM 201	TL04	A516/2
20TN13R004	Aeroszol béta aktivitás-koncentráció		TL04	A516/2
20TN13R002	Jód aktivitás-koncentráció	IM 201	TL04	A516/2
20TN13R003	Nemesgáz aktivitás-koncentráció	NGM 204	TL04	A516/2

4.4.3.2 A figyelmeztető- és vészszintek megalapozása

A munkaplatformon és a reaktorpódiumon a gamma-dózisteljesítmény figyelmeztető szintjének meghatározása azon alapult, hogy a személyzet a munkaterületen a munkák végrehajtása során 360 órát tölt. A személyzet által a munkaterületen eltöltött időt figyelembe véve azért, hogy a személyzet külső sugárterhelése ne haladja meg a 15 mSv értéket, elengedhetetlen, hogy a személyzet átlagos dózisa egy műszakra vetítve nem haladhatja meg a 160 μ Sv értéket műszakonként. Kiindulva abból, hogy a személyzet négy órát tölt egy műszak alatt a munkaterületen, a külső sugárterhelés dózisteljesítményének ellenőrzési szintje nem haladhatja meg a 40 μ Sv/h értéket. A vészszint értéke 400 μ Sv/h, mivel az operatív dozimetriai ellenőrzés miatt az egyéni dózismérő figyelmeztet a napi dóziskorlát megközelítésére.

A munkaplatformon az alfa- és a béta-aeroszol koncentráció figyelmeztető és riasztási értékeinek meghatározásánál feltételeztük, hogy a belső sugárterhelés fele az alfa-aeroszoloctól, fele a béta-aeroszoloctól származik.

Az alfa-aeroszol aktivitás koncentráció figyelmeztető és riasztási értékének meghatározása a munkaplatformon:

A dóziskonverziós tényező konzervatívan megválasztva az Assessment of Occupational Exposure Due to Intakes of Radionuclides, IAEA SSS (No. RS-G-1.2) alapján: $K_{i,\alpha} = 5 \cdot 10^{-5}$ Sv/Bq (Pu-239-re). A légzésvédő hatása konzervatív feltételezéssel tízszeres csökkentéssel lett figyelembe véve. Ebből az 5 mSv/360h órához tartozó alfa-aeroszol aktivitás-koncentráció figyelmeztetési szintje 1 Bq/m³ értékre adódik:

$$\text{Figyelmeztető szint} = 5 \text{ [mSv]} / 2 / 5 \times 10^{-2} \text{ [mSv/Bq]} / 360 \text{ [h]} * 1,2 \text{ [m}^3\text{/h]} \sim 1 \text{ Bq/m}^3$$

A vészszint származtatására azt a szintén igen konzervatív megközelítést alkalmaztuk, hogy a dolgozó a dozimetriai engedélyen egy napra engedélyezett dózist nem kaphatja meg akkor sem, ha végig a platformon dolgozik. Ha 1 mSv-es engedélyezett dózisu dozimetriai engedéllyel végzik a munkát és a külső/belső sugárterhelés 15:5 arányában oszlik meg, ez 0,25 mSv napi belső sugárterhelésnek felel meg. Ebből - a figyelmeztető szinthez hasonlóan számítva - az alfa-aeroszol aktivitás-koncentráció vészszintje az 5 Bq/m³ érték adódik.

Hasonló megfontolások alapján a béta-aeroszol aktivitás-koncentráció mérés figyelmeztető- és vészszintjére – a $K_{i,\beta} = 2 \cdot 10^{-8}$ Sv/Bq figyelembe vételével (Sr-90-re) - a következő értékek adódtak:

- figyelmeztető szint: 2500 Bq/m³,
- vészszint: 12500 Bq/m³.

$$\text{Figyelmeztető szint} = 5 \text{ [mSv]} / 2 / 2 \times 10^{-5} \text{ [mSv/Bq]} / 360 \text{ [h]} * 1,2 \text{ [m}^3\text{/h]} \sim 2500 \text{ Bq/m}^3.$$

Bár jód-izotópok megjelenésére nem számítunk a helyreállítás alatt, a jód aktivitás-koncentráció mérőkre is határoztunk meg figyelmeztető- és vészszinteket. A munkaplatform levegőjének ellenőrzését végző jódmérőre az 5 mSv belső sugárterhelés ellenőrzési szint mellett a Munkahelyi Sugárvédelmi Szabályzatban rögzített LAK érték alapján a 200 Bq/m³ aktivitás-koncentrációt fogadtuk el vészszintként, figyelmeztetési szintként ennek a szintnek a harmadát, a könnyebb kezelhetőség érdekében 70 Bq/m³-re kerekítve.

A víz aktivitás-koncentrációra nem kellett figyelmeztető- és vészszinteket külön meghatározni, ugyanis tervezési alapadatként rögzítésre került a 10³ MBq/m³ aktivitás-koncentráció, mint az általában elérendő szint és a 10⁴ MBq/m³, amit bizonyos műveleteknél el lehet érni. Ezek alapján a figyelmeztető- és vészszint beállítási értéke a 10³ MBq/m³, illetve a 10⁴ MBq/m³ aktivitás-koncentráció.

A platform alól elszívott és tisztított levegő figyelmeztető- és vészszintjeinek meghatározásánál először a kibocsátási korlátokból számoltunk vissza, azonban ezek egyrészt igen magas aktivitás-koncentrációkat eredményeztek, másrészt a tervezés megkezdésénél deklaráltuk, hogy a kibocsátások minimalizálása az egyik alapvető célunk, ezért a kibocsátási korlátokból történő származtatást elvetettük.

A kibocsátási korlátokból történő származtatást egy példán keresztül mutatom be:

A nemesgáz aktivitás-koncentráció mérő figyelmeztető- és vészszintjeinek meghatározásánál a Kr-85 izotópot kell figyelembe venni, ugyanis ez az egyetlen nemesgáz izotóp, ami a rendszerben még jelen van. A Kr-85 izotópra vonatkozó kibocsátási korlát 1,2*10¹⁹ Bq/év. Ha a végrehajtásra tervezett három hónap alatt egyenletesen bocsátjuk ki a Kr-85 izotópot a platform alóli szellőzőrendszeren keresztül, akkor a következő számítást lehet elvégezni:

- Tervezett munkaidő 90*24 óra, azaz 2160 óra.
- Kibocsátott levegő térfogat, a szellőzőrendszer 4500 m³/h térfogatáramát figyelembe véve: 2160 óra * 4500 m³/h = 9,72*10⁶ m³.
- A Kr-85 kibocsátási korlát eléréséhez szükséges aktivitás-koncentráció: 1,2*10¹⁹ Bq/9,72*10⁶ m³ = 1,23*10¹² Bq/m³.

A 1,23*10¹² Bq/m³ igen magas aktivitás-koncentráció, ennél nagyságrendekkel alacsonyabb szinteket kívánunk betartani.

Mindezek alapján a platform alól elszívott és tisztított levegő figyelmeztető- és vészszintjeinek meghatározásánál azt az elvet követtük, hogy ezek a mérések legfeljebb a platform méréseinek normáit érhetik el, tehát a figyelmeztető- és vészszintek ne legyenek rosszabbak, mint a munkaplatformon.

Az alábbi táblázatban láthatók KISER mérőcsatornáinak figyelmeztető- és vészszintjei.

4.32. táblázat A KISER mérőcsatornáinak figyelmeztető- és vészszintjei

Alfanumerika	Mérési tartomány	Figyelmeztetés	Riasztás
20XQ20R001	5 μSv/h - 1 Sv/h	40μSv/h	400μSv/h
20YQ20R002	5 μSv/h - 1 Sv/h	40μSv/h	400μSv/h
20TG04R001	0.01 Bq/m ³ – 10 kBq/m ³ (α)	1,00 Bq/m ³	5,00 Bq/m ³
20TG04R004	1 Bq/m ³ – 1 MBq/m ³ (β)	2500 Bq/m ³	12500 Bq/m ³
20TG04R002	3,7 Bq/m ³ – 3,7 MBq/m ³	70 Bq/m ³	200 Bq/m ³
20TG04R003	3,7 kBq/m ³ – 3700 MBq/m ³	10 ⁶ Bq/m ³	10 ⁷ Bq/m ³
95TG32R001	1 MBq/m ³ – 1 TBq/m ³	10 ³ MBq/m ³	10 ⁴ MBq/m ³
20TN13R001	0.01 Bq/m ³ – 10 kBq/m ³ (α)	1,00 Bq/m ³	5,00 Bq/m ³
20TN13R004	1 Bq/m ³ – 1 MBq/m ³ (β)	2500 Bq/m ³	12500 Bq/m ³
20TN13R002	3,7 Bq/m ³ - 3,7 MBq/m ³	70 Bq/m ³	200 Bq/m ³
20TN13R003	3,7 kBq/m ³ – 3700 MBq/m ³	10 ⁶ Bq/m ³	10 ⁷ Bq/m ³

4.4.4. A megvalósult telepített sugárvédelmi ellenőrző rendszer bemutatása

Az automatikus sugárvédelmi ellenőrző rendszer (KISER) feladata a munkaterületen a sugárzási helyzet folyamatos ellenőrzése, a mérési eredmények megjelenítése a KISER rendszer monitorainak képernyőjén táblázatok és grafikonok alakjában; az eredmények tárolása az adatbázisban, azok papírra történő kinyomtatási lehetőségének biztosítása mellett; a mérési eredmények összehasonlítása a figyelmeztető- és vészszintekkel, illetve jelzések adása a kijelző blokkokra, amelyek a munkaplatformon és a diszpécseri pulton vannak elhelyezve.

A telepített sugárvédelmi ellenőrzés feladata a sugárvédelmi helyzet operatív értékelése és a személyzet operatív tájékoztatása annak romlásáról.

A KISER biztosítja az alábbiak folytonos ellenőrzését:

- A munkaterületen:
 - a munkaplatformon:
 - a gamma-sugárzás dózisteljesítménye (20XQ20R002ZP19);
 - az alfa-aeroszok aktivitás-koncentrációja a levegőben (20TG04R001XQ41),
 - a béta- és gamma-aeroszok aktivitás-koncentrációja a levegőben (20TG04R001XQ40);
 - a jód-131 aktivitás-koncentrációja (20TG04R002ZP19);
 - a radioaktív nemesgázok aktivitás-koncentrációja (20TG04R003ZP19);
 - a reaktorpódiumon:
 - a gamma-sugárzás dózisteljesítménye (20XQ02R001ZP91).
- Összes-gamma aktivitás-koncentráció az 1. sz. akna vizében (95TG32R001ZP19);
- A munkaplatform alól eltávolított levegőben:
 - az alfa-aeroszok aktivitás-koncentrációja a levegőben (20TN13R001XQ40),
 - a béta- és gamma-aeroszok aktivitás-koncentrációja a levegőben (20TN13R001XQ40);
 - a jód-131 aktivitás-koncentrációja (20TN13R002ZP19);
 - a radioaktív nemesgázok aktivitás-koncentrációja (20TN13R003ZP19).

Ezen kívül a SZEJVÁL rendszer biztosítja az alábbi ellenőrzést:

- a reaktorpódiumon:
 - gamma-dózisteljesítmény – BDMG-41-01 (20XQ20R103), BDMG-41-02 (20XQ20R105), BDMG-41 (20XQ20R560, 20XQ20R561);
 - a béta- és gamma-aeroszok aktivitás-koncentrációja a levegőben – BDAB-05 (20XQ12R562);
 - a radioaktív nemesgázok aktivitás-koncentrációja – UDGB-08 (20XQ11R588)
- a reaktorcsarnokban:
 - gamma-dózisteljesítmény – detektorok BDMG-41 (20XQ20R563-R566);

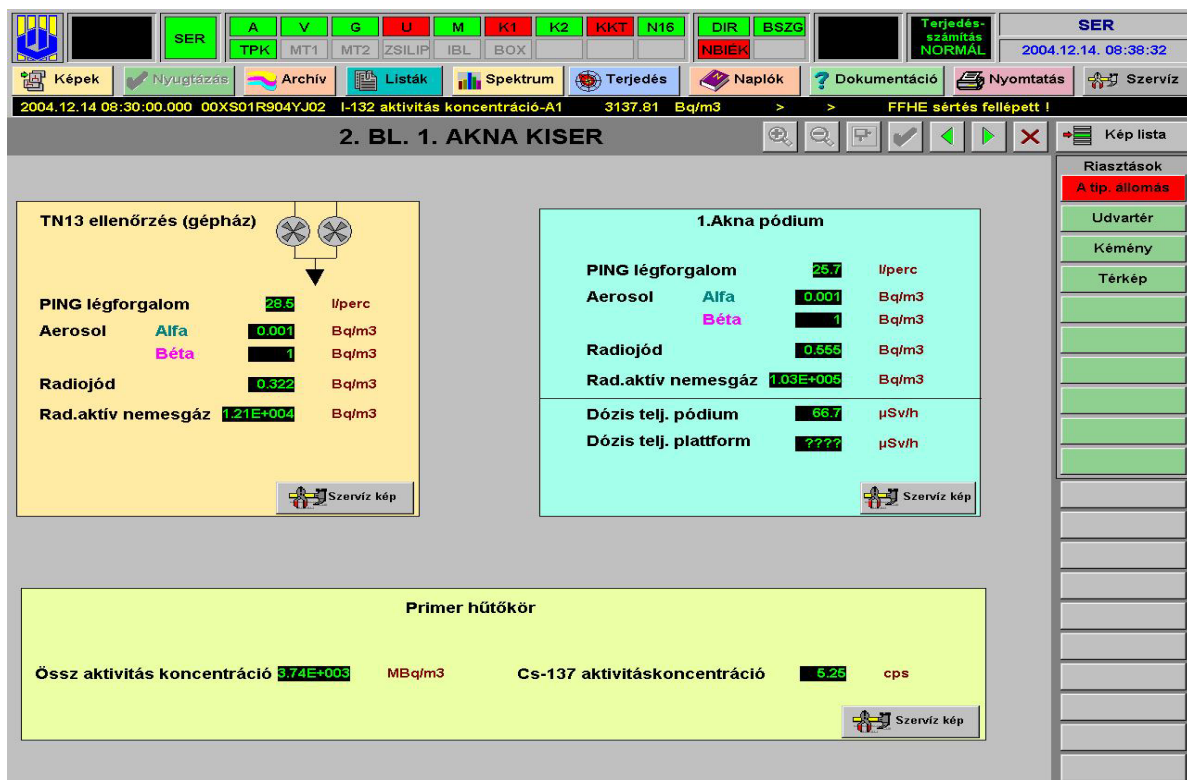
4.4.4.1 Mérési adatok megjelenítése és archiválása

A mérőrendszerek által mért értékek a helyi kijelzőkön (LPDU), a reaktorpódium melletti operátori pulton, a 2. blokki blokkszámítógépen és az 1. Dozimetria Vezénylőben a SCADA rendszeren jelennek meg és archiválódnak. A helyi kijelzők az utolsó 60 db perces, órás és napi mérési adatot tárolják. Ugyancsak az utolsó 60 db esemény megnevezését is archiválja a rendszer egy ún. történeti fájlban. Az archív adatok a MASS szoftver segítségével olvashatók ki. A blokk számítógépről az adatok a KKSER-SCADA (a telepített kibocsátás- és környezet-

ellenőrző rendszer dozimetriai információs rendszere) rendszerbe kerülnek átadásra az 1. Dozimetriai Vezénylőbe, ahol a Dozimetriai Szolgálat felügyeli a rendszert.

Az adatok megjelenítésének több formája lehetséges:

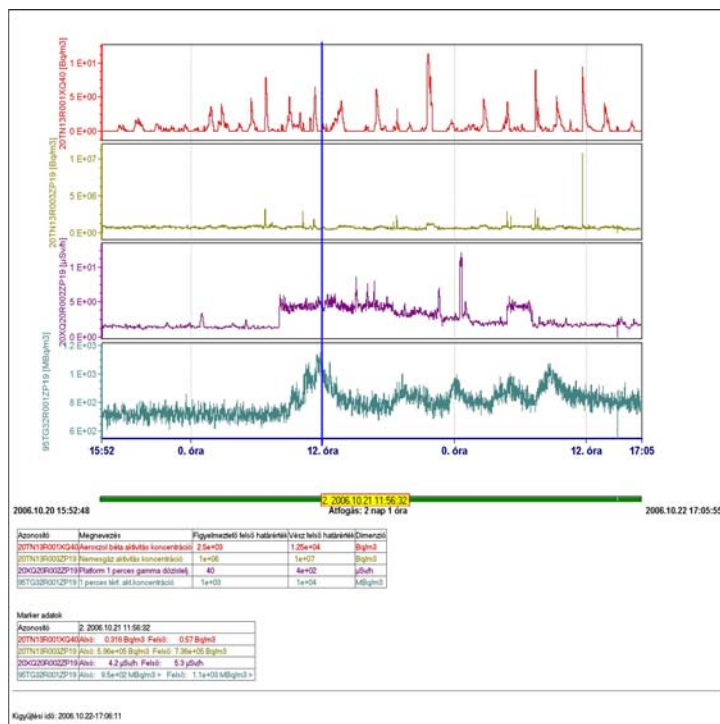
- Helyszíni megjelenítés
- PC-s kiolvasású történeti fájl, spektrumok
- blokkszámítógép monitorán történő megjelenítés
- SCADA rendszerében történő megjelenítés
- Helyszíni gyűjtött hibajelzések
- blokkszámítógépen és SCADA-n történő archiválás



4.46. ábra A KISER jelzéseinek megjelenítése sémaképen a SCADA rendszerben

A sémaképekről közvetlenül leolvashatók az aktuális mérési eredmények, illetve a különböző állapotjelzések. Az archivált adatokból listákat, trendeket lehet készíteni, megjelenítve így az operátor által kiválasztott adatokat különböző időintervallumok között.

A 4.47. ábrán néhány trend látható.



4.47. ábra Adatok megjelenítése trendek formájában a KISER rendszerből

4.4.5. Összefoglalás

A fejezetben egy új, telepített sugárvédelmi ellenőrző rendszer tervezését és létesítését mutatam be. Az 1. számú akna és környezete állapotának részletes ismeretéhez elengedhetetlen a folyamatos sugárvédelmi ellenőrzés megvalósítása telepített monitoring rendszerekkel. A helyreállításra történő felkészülés során egy új, egyedi telepített monitoring rendszer tervezése és létesítése történt meg, amelynek segítségével az 1. számú akna és környezetének folyamatos ellenőrzése biztosítható.

A telepített sugárvédelmi ellenőrzés feladata a sugárvédelmi helyzet operatív értékelése és a személyzet tájékoztatása. A KISER rendszer létrehozásával az 1. számú akna körül egy komplex, telepített sugárvédelmi ellenőrző rendszer üzemel, amely alkalmas a munkaterület sugárzási helyzetének folyamatos ellenőrzésére, a mérési eredmények megjelenítésére, az eredmények tárolására, a mérési eredmények összehasonlítására a figyelmeztető- és vészszin-tekkel, illetve jelzések adására a kijelző blokkokra.

A KISER méréseit kiegészítik a SZEJVÁL rendszer gamma-dózisteljesítmény, béta- és gamma-aeroszok, valamint radioaktív nemesgázok aktivitás-koncentráció mérései.

A helyreállítás operatív felügyelete ezekkel a rendszerekkel magas színvonalon megvalósítható, a sugárvédelmi ellenőrzés biztosítható.

4.5. Kibocsátás- és környezetellenőrzés

4.5.1. Bevezetés

Minden kibocsátási útvonalon (légnemű- és folyékony kibocsátások) a mintavételi ellenőrzésen kívül, távmérő rendszerek folyamatosan monitorozzák a kibocsátást. A légnemű kibocsátások a kiépítéseként kéménypárokon keresztül történnek, és mindkét kéményben egyforma távmérő- és mintavevő rendszer üzemel folyamatosan. A folyékony kibocsátások ellenőrző tartályokból történnek a mintavétel utáni mérések függvényében. A folyékony kibocsátások monitorozását telepített automatikus mintavevők és távmérő rendszerek végzik [65-68].

A beépített technológiai gátak, az alkalmazott műszaki és szervezési intézkedések eredményeként az atomerőmű üzemeltetéséből származó lakossági többlet sugárterhelés szintje messze a határértékek alatti. A lakosság többlet sugárterhelésének forrásai a következők:

- radioaktív gázok, gőzök, aeroszolk kibocsátása a kéményen keresztül,
- radioaktív anyagokat tartalmazó vizek kibocsátása.

A radioaktív anyagok kibocsátásának, valamint a környezet radioaktív terhelésének ellenőrzése céljából az atomerőmű egy széleskörűen kiépített üzemi kibocsátás- és környezeti sugárvédelmi ellenőrző rendszert üzemeltet. A rendszert egyrészt távmérő hálózatok, másrészt laboratóriumi mintavételes vizsgálatok alkotják [67, 68]. Az új kibocsátás- és környezetellenőrző rendszer részletes bemutatása korábban szakmai konferenciákon megtörtént [84, 87], ezért ebben a fejezetben csak röviden foglalom össze a legfontosabb tudnivalókat.

4.5.2. Radioaktív anyagok kibocsátása

4.5.2.1 Folyékony radioaktív anyagok kibocsátása

Az eltávolítási tevékenységet megelőző előkészítési tevékenységek és az eltávolítási tevékenység során keletkező folyékony radioaktív hulladékok feldolgozását a rendszeresített technológiákkal valósulnak meg. A környezeti kibocsátásokra a rendszeresített kibocsátási útvonalon, az ellenőrző tartályokban elvégzett ellenőrzést követően történik, ezáltal biztosítható a kibocsátási korlátok betartása.

4.5.2.2 Légnemű radioaktív kibocsátások az előkészítési tevékenység alatt

A helyszíni előkészítési tevékenység alatt az akna feletti légtér folyamatos elszívó szellőztetése biztosított. Az így kialakított levegőáramlás biztosítja, hogy az akna vizének párolgásával a levegőbe került aeroszolk nem kerülnek a reaktorcsarnok levegőjébe, hanem a szellőző rendszerbe beépített szűrőkön keresztül a szellőzőkéményen át a környezetbe távoznak.

4.5.2.2.1 *Az 1. sz. akna elszívó rendszerének tervezési alapadatai*

Az 1. sz. akna vizének párolgási viszonyai

Az 1. sz. aknában a kazetták és a törmelékek hőfejlesztése következtében a víz melegszik, ami folyamatos hűtést tesz szükségessé. A hűtés eredményeképpen a víz hőmérséklete normál üzemviszonyok mellett legfeljebb 30°C.

A Dalton-formula alapján végzett párolgás számítások eredményeit a 4.33. táblázat foglalja össze, 24 °C és 40 °C közötti vízhőmérséklet és a reaktorcsarnok levegőjének alábbi állapotjelzői mellett [63]:

- 1/ 22°C hőmérséklet, 20% relatív nedvességtartalom,
- 2/ 24°C hőmérséklet, 30% relatív nedvességtartalom,
- 3/ 26°C hőmérséklet, 40% relatív nedvességtartalom,

4/ 28°C hőmérséklet, 40% relatív nedvességtartalom.

A táblázat 1. oszlopában vannak feltüntetve a medence vízfelület hőmérsékletének értékei, a 2-5. oszlopokban az elpárolgó vízmennyiségek (kg/h-ban) szerepelnek az előkészítés időszakában, amikor az 1. sz. aknából az elszívás a víztükör fölé engedett elszívón, illetve a platformon elhelyezett légfüggönyön keresztül történik. Látható, hogy normál üzemviszonyok között (28-32°C közötti vízhőmérséklet és 24-26°C közötti reaktorcsarnok levegő hőmérséklet) az előkészítés időszakában (W2, W3) a párolgás mértéke 4,74 és 7,34 kg/h közötti értéket vehet fel.

A medence hűtés üzemzavari állapotában, a hűtés kimaradása esetén a medence vízhőmérséklet emelkedik, de a hőmérséklet emelkedésével a párolgás mértéke, és ezáltal a párolgás okozta hőelvonás is növekszik. A párolgási viszonyok számítása mutatja, hogy az előkészítés fázisában, üzemzavari állapotban, tehát a hűtés teljes kimaradása esetén a párolgás mértéke elérheti a 23 kg/h értéket.

A számítások az előkészítés fázisában 5400 m³/h elszívott légmennyiséget vettek figyelembe. Az elszívott levegő hőmérséklete a párolgással felvett vízgőz mennyiségétől függően a medence hűtés normál üzemállapotában 2,5-3,5°C-al növekszik, relatív nedvességtartalma viszont a nedvesedés és a melegedés együttes hatására a reaktorcsarnok kiindulási nedvességtartalmához viszonyítva csak legfeljebb 5%-al növekszik. A medence hűtés kimaradása, és a víz melegedése esetén ez a tendencia nem változik.

4.33. táblázat Az 1. akna számított párolgási viszonyai

1	2	3	4	5	6	7	8	9
tv	W1	W2	W3	W4	Q1	Q2	Q3	Q4
°C	kg/h	kg/h	kg/h	kg/h	kW	kW	kW	kW
24	5,18	4,27	3,19	2,39	3,7	3,0	2,2	1,7
26	5,8	4,93	3,85	2,95	4,1	3,5	2,7	2,1
28	6,70	5,82	4,74	3,84	4,7	4,1	3,4	2,7
30	7,27	6,26	5,45	4,62	5,1	4,4	3,9	3,3
32	8,35	7,34	6,54	5,70	5,9	5,2	4,6	4,0
34	9,07	8,40	7,56	6,60	6,4	6,0	5,4	4,7
36	10,39	9,72	8,41	8,45	7,4	6,9	6,0	6,0
38	11,70	10,96	9,63	9,66	8,3	7,8	6,9	6,9
40	13,15	12,35	10,95	11,02	9,4	8,8	7,8	7,9

Az 1. sz. aknából elszívott levegő aktivitása

Az egy vízteret képező 1. sz. akna és a pihentető medence aktivitásának megállapítására méréseket végeztünk, melynek során mértük:

- A pihentető medence vizének aktivitás-koncentrációját,
- A pihentető medence víztükre feletti légfüggönyben a levegő aktivitás-koncentrációját.

A mérések időpontjában a pihentető medence vízhőmérséklete 28-29°C volt, felette a légfüggöny 4000 m³/h teljesítménnyel üzemelt. A mérések folyamán a levegőből megkötött víz mennyisége alapján arra a következtetésre lehet jutni, hogy a csarnokban a levegő abszolút nedvességtartalma 3,3 g/kg volt, ez 20°C csarnok hőmérséklet mellett 25% relatív nedvességtartalomnak felel meg. A pihentető medence feletti levegőben ugyancsak a megkötött vízmennyiség alapján a levegő abszolút nedvességtartalma 7,5 g/kg-ra adódik, ami azt jelenti, hogy a levegő mintegy 20 kg/h nedvességet vett fel. A Dalton-formula alapján végzett számítás alapján a 25 m² vízfelületről az adott viszonyok mellett 26 kg/h volt a párolgás számított mértéke, ami elég jó egyezésnek tekinthető.

A mérési eredmények értékelését a 4.34. táblázat foglalja össze. A táblázat 1. oszlopában szerepelnek a víz aktivitását okozó izotópok, a 2. oszlopban az egyes izotópoknak a pihentető medence vizében mért aktivitás-koncentráció értékei, míg a 3. oszlop ugyanezeket az értékeket tartalmazza a pihentető medence feletti levegőre vonatkozóan.

A mérések alapján a vízaktivitás döntő részét a trícium és a Ce-144 okozza, emellett számottevő még a Nb-95 izotóp is. A levegőben mért aktivitás-koncentráció viszont már csak a trícium esetében számottevő.

A mérések alapján az átviteli tényező értékei (a tríciumot kivéve) négy-öt nagyságrenddel kisebbek a korábban konzervatív megközelítésként használt 100%-os értéktől (a táblázat 4. oszlopa). A mért értékek alapján számított aktivitás értékeket 5. oszlop tartalmazza, melyek a párolgás következtében a pihentető medence feletti szellőztetett térbe bekerülhetnek. Ebből látható, hogy a levegő aeroszol-aktivitása nem haladja meg 280 Bq/h értéket, egyedül a trícium mennyisége ér el számottevő aktivitást. (A helyzet értékelését némileg rontja, hogy a pihentető medence szellőztetése a mérések időpontjában recirkulációs rendszerű volt, azaz aeroszol szűrés után (ami az aeroszol aktivitást legalább 3 nagyságrenddel csökkenti) a levegő visszakerült a pihentető medence feletti légtérbe, és a trícium koncentrációban a folyamatos visszakeringtetés miatt egy egyensúlyi állapot következett be.)

4.34. táblázat A pihentető medence légterében végzett aktivitás mérés kiértékelése

Izotóp	Mért aktivitás-koncentráció			
1	2	3	4	5
	Pihentető medence vizében, Bq/m ³	Pihentető medence feletti levegőben, Bq/m ³	Számított átviteli tényező a mérések alapján	Kipárolgott aktivitás a pihentető medence feletti levegőbe, Bq/h
H-3	3,56E+09	1,0E+04	0,43	4,0E+07
Sr-89	5,25E+06	<9,5E-05	9,8E-06	<0,4
Sr-90	1,21E+07	<6,1E-05	7,8E-07	<0,24
Mn-54	8,37E+05	<1,8E-03	3,3E-04	<7,2
Co-60	7,31E+05	2,4E-03	5,1E-04	9,6
Nb-95	1,20E+08	<4,7E-03	6,2E-05	<20
Zr-95	1,36E+07	<4,7E-03	5,3E-05	<20
Ag-110m	3,07E+06	3,68E-03	1,84E-04	15
Sb-125	2,28E+07	<1,1E-02	7,43E-05	<44
Cs-134	7,45E+07	1,18E-03	2,43E-06	4,8
Cs-137	9,58E+07	3,24E-03	5,2E-06	13
Ce-141	2,75E+07	<6,7E-03	3,76E-05	<27
Ce-144	4,36E+09	<2,9E-02	1,03E-06	<120
Össz. alfa	2,13E+07	1,10E-04	7,97E-07	0,44

4.5.2.2.2 A kibocsátott közeg becsült aktivitás-koncentrációjának meghatározása

A nemesgáz kibocsátás becslése

Az előkészítő munkák során a tisztító tartályban levő sérült üzemanyaggal semmilyen manipuláció nem történik, ezért feltételezhető, hogy ez idő alatt többlet nemesgáz kibocsátásra nem kell számítani.

Az aeroszol kibocsátás kiindulási adatai

A pihentető medencére vonatkozó adatok az akna és a pihentető medence szétválasztása előtti mérések adatai. A szétválasztás után az akna vizét a 4. számú víztisztító egyik, csak az akna víztisztítására szolgáló ága tisztítja, így várható, hogy a kisebb tisztítandó víztömeg miatt az akna vizében levő aktivitás-koncentráció alacsonyabb lesz, mint a pihentető medencében mért értékek. A számítások során a magasabb, pihentető medencebeli értékek lettek figyelembe véve.

A kibocsátási számítások konzervativizmusa érdekében a szellőzőcsatorna falán való kiülepedés nem lett figyelembe véve, a szűrő utáni aktivitás-koncentrációjú levegő változatlan aktivitás-koncentrációval kerül ki a szellőzőkéményen keresztül (120 m effektív kibocsátási magasság) a környezetbe. A szellőző rendszerbe beépített aeroszol szűrő hatásfoka a megengedett minimális 99,97%. Az előkészítés teljes időtartama alatt, ami 3 hónapra becsült (2160 óra), a szellőztető rendszer folyamatosan üzemel. A H-3 HTO formátumban lett figyelembe véve és teljes mennyisége kikerül a környezetbe (a HTO formátumú tríciumnak kisebb a kibocsátási határértéke, mivel magasabb az egységnyi kibocsátásra eső dóziszjáruléka).

A helyszíni előkészítés során a szellőzőkéményen keresztül a környezetbe kibocsátott közeg becsült aktivitását és a kibocsátási határértékekhez való viszonyítását a 4.35. táblázat tartalmazza.

4.35. táblázat A helyszíni előkészítési tevékenységek során a kibocsátott légnemű közeg aktivitása és a kibocsátási határértékekhez való viszonyítása

Nuklid	Pih.med víz fajl. aktivitás, Bq/m ³	Határérték, Bq/év	Szellőzőkéményen át kibocsátott ak- tívítás, Bq	Határérték %-a
Sr-89	5,25*10 ⁰⁶	4,3*10 ¹²	8,33*10 ⁻⁰¹	1,94*10 ⁻¹¹
Zr-95	1,36*10 ⁰⁷	2,30*10 ¹³	1,17*10 ⁰¹	5,082,03*10 ⁻¹¹
Nb-95	1,20*10 ⁰⁸	4,90*10 ¹³	1,21*10 ⁰²	2,46*10 ⁻¹⁰
Cs-134	7,45*10 ⁰⁷	8,20*10 ¹¹	2,93*10 ⁰⁰	3,58*10 ⁻¹⁰
Cs-137	9,58*10 ⁰⁷	1,00*10 ¹²	8,07*10 ⁰⁰	8,07*10 ⁻¹⁰
Ce-144	4,36*10 ⁰⁹	3,50*10 ¹²	7,28*10 ⁰¹	2,08*10 ⁻⁰⁹
Co-60	7,31*10 ⁰⁵	2,40*10 ¹²	6,04*10 ⁰⁰	2,52*10 ⁻¹⁰
Mn-54	8,37*10 ⁰⁵	1,80*10 ¹³	4,47*10 ⁰⁰	2,49*10 ⁻¹¹
Sr-90	1,21*10 ⁰⁷	3,70*10 ¹¹	1,53*10 ⁻⁰¹	4,13*10 ⁻¹¹
Ag-110m	3,07*10 ⁰⁶	4,80*10 ¹²	9,15*10 ⁰⁰	1,91*10 ⁻¹⁰
Ce-141	2,75*10 ⁰⁷	4,60*10 ¹³	1,68*10 ⁰¹	3,64*10 ⁻¹¹
H-3 (HTO)	3,56*10 ⁰⁹	1,70*10 ¹⁷	8,27*10 ¹⁰	4,86*10 ⁻⁰⁵
Cm-242	1,63*10 ⁰⁷	8,90*10 ¹¹	2,10*10 ⁻⁰¹	2,36*10 ⁻¹¹
Cm-244	2,49*10 ⁰⁶	1,40*10 ¹¹	3,21*10 ⁻⁰²	2,30*10 ⁻¹¹
Pu-238	2,15*10 ⁰⁶	9,60*10 ¹⁰	2,78*10 ⁻⁰²	2,89*10 ⁻¹¹
Pu-239	6,75*10 ⁰⁵	9,10*10 ¹⁰	8,72*10 ⁻⁰³	9,58*10 ⁻¹²
Pu-240	6,75*10 ⁰⁵	9,10*10 ¹⁰	8,72*10 ⁻⁰³	9,58*10 ⁻¹²
Am-241	2,22*10 ⁰⁵	1,00*10 ¹¹	2,87*10 ⁻⁰³	2,87*10 ⁻¹²
U-234	1,67*10 ⁰⁴	4,60*10 ¹¹	2,16*10 ⁻⁰⁴	4,69*10 ⁻¹⁴
U-238	8,51*10 ⁰³	5,10*10 ¹¹	1,10*10 ⁻⁰⁴	2,15*10 ⁻¹⁴

A táblázat adataiból látható, hogy a helyszíni előkészítési tevékenységek során a környezetbe kikerülő radionuklidok mennyiségei mélyen a megállapított határértékek és a mérhetőségi határ alatt vannak.

4.5.2.2.3 *A lakossági dózisterhelés növekmény meghatározása*

A 4.35. táblázatban szereplő radionuklidok környezetbe történő kibocsátása esetén a lakossági dózisznövekmény értékeit a 4.36. táblázat tartalmazza. A dózisznövekmény meghatározása az [65] 6.4. táblázata alapján történt, amely a 120 m-es effektív kibocsátási magasságra vonatkozó, 1 GBq éves kibocsátásból származó teljes dóziszokat tartalmazza.

4.36. táblázat A helyszíni előkészítési során a lakossági dózisznövekmény értéke

Nuklid	Pih.med víz aktivitás konc-ja, Bq/m ³	1 GBq kibocsátás lakossági dóziszj-ruléka, Sv	Szellőzőkéményen át kibocsátott aktivitás, Bq	Dózis növekmény, Sv
Sr-89	5,25*10 ⁰⁶	2,10*10 ⁻⁰⁸	8,33*10 ⁻⁰¹	1,75*10 ⁻¹⁷
Zr-95	2,20*10 ¹³	3,90*10 ⁻⁰⁹	1,17*10 ⁰¹	4,55*10 ⁻¹⁷
Nb-95	4,60*10 ¹³	1,80*10 ⁻⁰⁹	1,21*10 ⁰²	2,17*10 ⁻¹⁶
Cs-134	3,40*10 ¹⁴	1,10*10 ⁻⁰⁷	2,93*10 ⁰⁰	3,23*10 ⁻¹⁶
Cs-137	7,00*10 ¹⁴	8,70*10 ⁻⁰⁸	8,07*10 ⁰⁰	7,02*10 ⁻¹⁶
Ce-144	3,00*10 ¹⁵	2,60*10 ⁻⁰⁸	7,28*10 ⁰¹	1,89*10 ⁻¹⁵
Co-60	7,31*10 ⁰⁵	3,80*10 ⁻⁰⁸	6,04*10 ⁰⁰	2,30*10 ⁻¹⁶
Mn-54	8,37*10 ⁰⁵	5,00*10 ⁻⁰⁸	4,47*10 ⁰⁰	2,24*10 ⁻¹⁷
Sr-90	1,21*10 ⁰⁷	2,40*10 ⁻⁰⁷	1,53*10 ⁻⁰¹	3,67*10 ⁻¹⁷
Ag-110m	3,07*10 ⁰⁶	1,90*10 ⁻⁰⁸	9,15*10 ⁰⁰	1,74*10 ⁻¹⁶
Ce-141	2,75*10 ⁰⁷	2,00*10 ⁻⁰⁹	1,68*10 ⁰¹	3,35*10 ⁻¹⁷
H-3 (HTO)	3,56*10 ⁰⁹	5,20*10 ⁻¹³	8,27*10 ¹⁰	4,30*10 ⁻¹¹
Cm-242	1,63*10 ⁰⁷	1,00*10 ⁻⁰⁷	2,10*10 ⁻⁰¹	2,10*10 ⁻¹⁷
Cm-244	2,49*10 ⁰⁶	6,50*10 ⁻⁰⁷	3,21*10 ⁻⁰²	2,09*10 ⁻¹⁷
Pu-238	2,15*10 ⁰⁶	9,40*10 ⁻⁰⁷	2,78*10 ⁻⁰²	2,61*10 ⁻¹⁷
Pu-239	6,75*10 ⁰⁵	9,90*10 ⁻⁰⁷	8,72*10 ⁻⁰³	8,63*10 ⁻¹⁸
Pu-240	6,75*10 ⁰⁵	9,90*10 ⁻⁰⁷	8,72*10 ⁻⁰³	8,63*10 ⁻¹⁸
Am-241	2,22*10 ⁰⁵	8,90*10 ⁻⁰⁷	2,87*10 ⁻⁰³	2,55*10 ⁻¹⁸
U-234	1,67*10 ⁰⁴	2,00*10 ⁻⁰⁷	2,16*10 ⁻⁰⁴	4,31*10 ⁻²⁰
U-238	8,51*10 ⁰³	1,80*10 ⁻⁰⁷	1,10*10 ⁻⁰⁴	1,98*10 ⁻²⁰
Összesen:			8,27*10 ¹⁰	4,30*10 ⁻¹¹

A helyszíni előkészítési tevékenységek következtében a lakossági dózisz növekmény értéke: $4,30 \cdot 10^{-11} \text{ Sv} = 4,30 \cdot 10^{-5} \mu\text{Sv}$, ami a $90 \mu\text{Sv/év}$ dózismegszorítás $4,8 \cdot 10^{-5} \%$ -a.

4.5.2.3 *A légnemű radioaktív kibocsátások ismertetése az eltávolítási tevékenységek alatt*

A SF eltávolítási tevékenységek alatt a munkaplatform és a vízfelszín közötti légtér folyamatos elszívó szellőztetése biztosított. A szellőztetéssel kialakított levegőáramlás biztosítja, hogy az akna vizének párolgásával a levegőbe került aeroszolok nem kerülnek az akna és a reaktor-

csarnok levegőjébe, hanem a szellőző rendszerbe beépített szűrőkön keresztül a szellőzőkéményen át a környezetbe távoznak.

4.5.2.3.1 A kibocsátott közeg becsült aktivitás-koncentrációjának meghatározása

A nemesgáz kibocsátás becslése

A SF eltávolítási tevékenységek megkezdésének időpontjában a bomlási folyamatok miatt az illó radionuklidok és radioaktív nemesgázok közül a kibocsátás aktivitását a Kr-85 határozza meg.

A fűtőelemek tisztító tartályon belüli mozgathatóságához kapcsolódó munkák során elképzelhető radioaktív nemesgázok kiszabadulása a tömörtelen fűtőelemekből, amelyek jelenleg függőleges helyzetben vannak. A 27 MW*nap/kgU kiégésű 7-11. pozíciójú kazettákra a felgyülemlett Kr-85 mennyisége a besugárzási idő alatt $3,1 \cdot 10^{13}$ Bq/kazetta. Hősokk esetén (gyors felfűtés 1200 °C-ig), ami valószínűleg végbement az esemény során, a Kr-85 kilépése az üzemanyag mátrixból a burkolat alá elérheti az 5 %-ot a felgyülemlett mennyiséghez képest [4].

A gáz nyomása a hermetikus fűtőelem belsejében ~ 6 atm. Atmoszférikus nyomás esetén a tömörtelen fűtőelem gázgyűjtőjében összegyűlhet 2 GBq mennyiség. Ezt figyelembe véve a maximális Kr-85 kibocsátás a technológiai műveletek elvégzése során $7,75 \cdot 10^3$ GBq lehet (konzervatív becslés).

Az aeroszol kibocsátás becslése

Az aeroszol kibocsátás radionuklid összetételét a tisztító tartályból történő üzemanyag eltávolítás során végzett munkáknál a következő radionuklidok határozzák meg:

alfa-sugárzók: Cm-244, Cm-242, Pu-239, Pu-238, Am-241,

béta-, gamma-sugárzók: Sr-89, Sr-90, Ce-144, Ce-141, Cs-137, Cs-134, Nb-95, Zr-95, Co-60, Mn-54.

4.37. táblázat Az alfa-sugárzó nuklidok összetétele a pihentető medencében

Részecske	Aktivitás koncentráció, Bq/l	Részarány
Cm-242	$1,63 \cdot 10^{04}$	72%
Cm-244	$2,49 \cdot 10^{03}$	11%
Am-241	$2,22 \cdot 10^{02}$	1%
Pu-239 + Pu240	$1,35 \cdot 10^{03}$	6%
Pu-238	$2,15 \cdot 10^{03}$	10%
U-238	$8,51 \cdot 10^{00}$	0%
U-234	$1,67 \cdot 10^{01}$	0%
Összes	$2,26 \cdot 10^{04}$	-

A SF eltávolítási tevékenységek során a szellőzőkéményen keresztül a környezetbe kibocsátott közeg becsült aktivitását és a kibocsátási határértékekhez való viszonyítását az előző fejezetben ismertetett módszer szerint határoztuk meg. Az eredményeket a 4.38. táblázat tartalmazza.

4.38. táblázat A SF eltávolítási tevékenységek során a környezetbe kibocsátott légnemű közeg aktivitása és a kibocsátási határértékekhez való viszonyítása

Nuklid	Víz aktivitás, Bq	Határérték, Bq/év	Szellőzőkéményen át kibocsátott aktivitás, Bq	Határérték %-a
Kr-85	$7,75 \cdot 10^{12}$	$1,20 \cdot 10^{19}$	$7,75 \cdot 10^{12}$	$6,46 \cdot 10^{-05}$
Zr-95	$6,90 \cdot 10^{12}$	$2,30 \cdot 10^{13}$	$3,55 \cdot 10^{04}$	$1,55 \cdot 10^{-07}$
Nb-95	$1,50 \cdot 10^{13}$	$4,90 \cdot 10^{13}$	$9,04 \cdot 10^{04}$	$1,87 \cdot 10^{-07}$
Ru-106	$3,60 \cdot 10^{14}$	$2,30 \cdot 10^{11}$	$3,50 \cdot 10^{05}$	$1,52 \cdot 10^{-04}$
Cs-134	$1,10 \cdot 10^{14}$	$8,20 \cdot 10^{11}$	$2,60 \cdot 10^{04}$	$3,17 \cdot 10^{-06}$
Cs-137	$2,4 \cdot 10^{14}$	$1,00 \cdot 10^{12}$	$1,21 \cdot 10^{05}$	$1,21 \cdot 10^{-05}$
Ce-144	$9,60 \cdot 10^{14}$	$3,50 \cdot 10^{12}$	$9,61 \cdot 10^{04}$	$2,75 \cdot 10^{-06}$
	Aktivitás koncentráció, Bq/m³			
Co-60	$7,31 \cdot 10^{05}$	$2,40 \cdot 10^{12}$	$3,62 \cdot 10^{00}$	$1,51 \cdot 10^{-10}$
Mn-54	$8,37 \cdot 10^{05}$	$1,80 \cdot 10^{13}$	$2,68 \cdot 10^{00}$	$1,49 \cdot 10^{-11}$
Sr-89	$5,25 \cdot 10^{06}$	$4,30 \cdot 10^{12}$	$5,00 \cdot 10^{-01}$	$1,16 \cdot 10^{-11}$
Sr-90	$1,21 \cdot 10^{07}$	$3,70 \cdot 10^{11}$	$9,17 \cdot 10^{-02}$	$2,48 \cdot 10^{-11}$
Ag-110m	$3,07 \cdot 10^{06}$	$4,80 \cdot 10^{12}$	$5,49 \cdot 10^{00}$	$1,14 \cdot 10^{-10}$
Ce-141	$2,75 \cdot 10^{07}$	$4,60 \cdot 10^{13}$	$1,01 \cdot 10^{01}$	$2,18 \cdot 10^{-11}$
H-3 (HTO)	$3,56 \cdot 10^{09}$	$1,70 \cdot 10^{17}$	$4,96 \cdot 10^{10}$	$2,92 \cdot 10^{-05}$
Cm-242	$1,63 \cdot 10^{07}$	$8,90 \cdot 10^{11}$	$1,26 \cdot 10^{-01}$	$1,42 \cdot 10^{-11}$
Cm-244	$2,49 \cdot 10^{06}$	$1,40 \cdot 10^{11}$	$1,93 \cdot 10^{-02}$	$1,38 \cdot 10^{-11}$
Pu-238	$2,15 \cdot 10^{06}$	$9,60 \cdot 10^{10}$	$1,67 \cdot 10^{-02}$	$1,73 \cdot 10^{-11}$
Pu-239	$6,75 \cdot 10^{05}$	$9,10 \cdot 10^{10}$	$5,23 \cdot 10^{-03}$	$5,75 \cdot 10^{-12}$
Pu-240	$6,75 \cdot 10^{05}$	$9,10 \cdot 10^{10}$	$5,23 \cdot 10^{-03}$	$5,75 \cdot 10^{-12}$
Am-241	$2,22 \cdot 10^{05}$	$1,00 \cdot 10^{11}$	$1,72 \cdot 10^{-03}$	$1,72 \cdot 10^{-12}$
U-234	$1,67 \cdot 10^{04}$	$4,60 \cdot 10^{11}$	$1,29 \cdot 10^{-04}$	$2,81 \cdot 10^{-14}$
U-238	$8,51 \cdot 10^{03}$	$5,10 \cdot 10^{11}$	$6,59 \cdot 10^{-05}$	$1,29 \cdot 10^{-14}$

A táblázat adataiból látható, hogy az eltávolítás folyamán a környezetbe kikerülő radionuklidok mennyiségei mélyen a megállapított határértékek és a mérhetőségi határ alatt vannak.

4.5.2.3.2 A lakossági dózisterhelés növekmény meghatározása

A 4.38. táblázatban szereplő radionuklidok környezetbe történő kibocsátása esetén a lakossági dózisznövekmény értékeit a 4.39. táblázat tartalmazza. A dózisznövekmény meghatározása az [65] 6.4. táblázatának adatai alapján történt, amely a 120 m-es effektív kibocsátási magasságra vonatkozó, 1 GBq éves kibocsátásból származó teljes dóziszokat tartalmazza.

4.39. táblázat A SF eltávolítási tevékenységek során a lakossági dózisznövekmény értéke

Nuklid	Aktivitás, Bq	1 GBq kibocsátás lakossági dóziszjáruléka, Sv	Szellőzőkéményen át kibocsátott aktivitás, Bq	Dózis növekmény, Sv
Kr-85	$7,75 \cdot 10^{12}$	$7,70 \cdot 10^{-15}$	$7,75 \cdot 10^{12}$	$5,97 \cdot 10^{-11}$
Zr-95	$6,90 \cdot 10^{12}$	$3,90 \cdot 10^{-09}$	$3,55 \cdot 10^{04}$	$1,39 \cdot 10^{-13}$
Nb-95	$1,50 \cdot 10^{13}$	$1,80 \cdot 10^{-09}$	$9,04 \cdot 10^{04}$	$1,63 \cdot 10^{-13}$
Ru-106	$3,60 \cdot 10^{14}$	$3,90 \cdot 10^{-07}$	$3,50 \cdot 10^{05}$	$1,36 \cdot 10^{-10}$
Cs-134	$1,10 \cdot 10^{14}$	$1,10 \cdot 10^{-07}$	$2,60 \cdot 10^{04}$	$2,86 \cdot 10^{-12}$
Cs-137	$2,4 \cdot 10^{14}$	$8,70 \cdot 10^{-08}$	$1,21 \cdot 10^{05}$	$1,06 \cdot 10^{-11}$
Ce-144	$9,60 \cdot 10^{14}$	$2,60 \cdot 10^{-08}$	$9,61 \cdot 10^{04}$	$2,50 \cdot 10^{-12}$
	Aktivitás koncentráció Bq/m³			
Co-60	$7,31 \cdot 10^{05}$	$3,80 \cdot 10^{-08}$	$3,62 \cdot 10^{00}$	$1,38 \cdot 10^{-16}$
Mn-54	$8,37 \cdot 10^{05}$	$5,00 \cdot 10^{-08}$	$2,68 \cdot 10^{00}$	$1,34 \cdot 10^{-17}$
Sr-89	$5,25 \cdot 10^{06}$	$2,10 \cdot 10^{-08}$	$5,00 \cdot 10^{-01}$	$1,50 \cdot 10^{-17}$
Sr-90	$1,21 \cdot 10^{07}$	$2,40 \cdot 10^{-07}$	$9,17 \cdot 10^{-02}$	$2,20 \cdot 10^{-17}$
Ag-110m	$3,07 \cdot 10^{06}$	$1,90 \cdot 10^{-08}$	$5,49 \cdot 10^{00}$	$1,04 \cdot 10^{-16}$
Ce-141	$2,75 \cdot 10^{07}$	$2,00 \cdot 10^{-09}$	$1,01 \cdot 10^{01}$	$2,01 \cdot 10^{-17}$
H-3 (HTO)	$3,56 \cdot 10^{09}$	$5,20 \cdot 10^{-13}$	$4,96 \cdot 10^{10}$	$2,58 \cdot 10^{-11}$
Cm-242	$1,63 \cdot 10^{07}$	$1,00 \cdot 10^{-07}$	$1,26 \cdot 10^{-01}$	$1,26 \cdot 10^{-17}$
Cm-244	$2,49 \cdot 10^{06}$	$6,50 \cdot 10^{-07}$	$1,93 \cdot 10^{-02}$	$1,25 \cdot 10^{-17}$
Pu-238	$2,15 \cdot 10^{06}$	$9,40 \cdot 10^{-07}$	$1,67 \cdot 10^{-02}$	$1,57 \cdot 10^{-17}$
Pu-239	$6,75 \cdot 10^{05}$	$9,90 \cdot 10^{-07}$	$5,23 \cdot 10^{-03}$	$5,18 \cdot 10^{-18}$
Pu-240	$6,75 \cdot 10^{05}$	$9,90 \cdot 10^{-07}$	$5,23 \cdot 10^{-03}$	$5,18 \cdot 10^{-18}$
Am-241	$2,22 \cdot 10^{05}$	$8,90 \cdot 10^{-07}$	$1,72 \cdot 10^{-03}$	$1,53 \cdot 10^{-18}$
U-234	$1,67 \cdot 10^{04}$	$2,00 \cdot 10^{-07}$	$1,29 \cdot 10^{-04}$	$2,59 \cdot 10^{-20}$
U-238	$8,51 \cdot 10^{03}$	$1,80 \cdot 10^{-07}$	$6,59 \cdot 10^{-05}$	$1,19 \cdot 10^{-20}$
Összesen:			$7,80 \cdot 10^{12}$	$2,38 \cdot 10^{-10}$

A SF eltávolítási tevékenységek során a lakossági dózis növekmény értéke:
 $2,38 \cdot 10^{-10}$ Sv = $2,38 \cdot 10^{-4}$ μ Sv, ami a 90 μ Sv/év dózismegszorítás $2,6 \cdot 10^{-4}$ %-a.

4.5.2.3.3 *A lakossági dózisterhelés növekmény ultrakonzervatív meghatározása*

A SF eltávolítási tevékenységek alatt a normál technológia értelmében nem tervezett fűtőelem pálcák átvágása, azonban ennek megtörténte teljes biztonsággal nem zárható ki. A pálcá átvágása következtében az 1. sz. akna vizébe kerül a vágási térfogatban levő üzemanyag, illetve gáztömör pálcá átvágása esetén további nemesgáz kibocsátásra kerül sor.

A SF eltávolítási tevékenységek során a lakosságot érő dózisznövekmény ultrakonzervatív meghatározása a következő feltételezésekkel történt:

- minden fűtőelem pálcá gáztömör volt és mind a 30 kazetta összes fűtőelem pálcájának átvágása megtörténik,

- egy átvágott fűtőelem pálcza vágási térfogatából (2 mm vastag réteg) $3,2 \cdot 10^{10}$ Bq aktivitás kerül ki, amely bekerülve az 1. sz. akna vizébe ott teljes mértékben feloldódik, és ennek következtében az 1. sz. akna vizének aktivitás-koncentrációja 10^6 Bq/dm³ értékkel nő,
- az 1. sz. aknában levő víz mennyisége 60 m³ (zsilip küszöb alatti szint),
- a fűtőelem pálcza átvágásakor a gázrészben felhalmozódott Kr-85 teljes mennyisége ki-kerül,
- a fűtőelemben levő Kr-85 mennyiségének 5%-a található a gázrészben,
- egy kazetában levő Kr-85 mennyisége a $3,1 \cdot 10^{13}$ Bq (legnagyobb kiégésű kazetta),
- minden kazetta maximális kiégésű,
- párolgási intenzitás: 15 kg/h.

A felsorolt ultrakonzervatív feltételezésekkel elvégzett számítás szerint a lakossági dózisznövekmény értéke: $5,58 \cdot 10^{-10}$ Sv = $5,58 \cdot 10^{-4}$ μSv, ami a 90 μSv/év dózismegszorítás $6,2 \cdot 10^{-4}$ %-a.

4.5.3. Kibocsátás- és környezetellenőrzés megvalósítása

4.5.3.1 Az 1. számú akna légnemű kibocsátásainak ellenőrzése

Az alfa-, a béta- és a gamma-sugárzó aeroszolok és a radioaktív nemesgázok aktivitás-koncentrációjának ellenőrzését a munkaplatform alól eltávolított levegőben a KISER PING mérőegységei végzik (operatív ellenőrzés). A KISER rendszer a 4.4. fejezetben bemutatásra került.

Az operatív ellenőrzés mellett folyamatos mintavétel történik az aeroszol és jódszűrők napi cseréjével, majd azt követően az alfa-, béta- és gamma-sugárzó radionuklidok felhalmozódásának laboratóriumi mérése.

Az aeroszolok aktivitás-koncentrációjának folyamatos ellenőrzéséhez FD-02 típusú mintavételi készülék van elhelyezve. A levegő áramlását helyi MGPI típusú vákuumszivattyú biztosítja. A mintavétel sebességét KR-11 típusú szabályozószelleppel felszerelt UNIROTA gyártmányú fogyasztásmérő szabályozza, és ELSTER gyártmányú BK-G4T típusú mérőműszer ellenőrzi.

A mintavételi készülék műszaki jellemzői:

- az aeroszol szűrő típusa cellulóznitrát szűrő, Ø70 mm;
- a jódszűrő típusa: PACI, BME gyártmány, Ø70 mm;
- a levegőforgalom – 35 l/perc;
- az aeroszol szűrő hatékonyságát 100 %-nak vesszük;
- a szűrőn áthaladó levegőforgalom meghatározásának mérési hibája 5 %.

A laboratóriumi méréseket a 4.40. táblázat szerint kell végezni:

4.40. táblázat Légnemű kibocsátások laboratóriumi ellenőrzésének gyakorisága

Paraméter	Gyakoriság	Mérési módszer	A mért aktivitás minimális értéke [Bq/m ³]
Gammasugárzók	Naponta	Gamma-spektrometria	0,1-0,2
Alfasugárzók (összes)	Hetente	Alfa-spektrometria	1,5·10 ⁻⁴
Radioaktív jód izotópok	Ha szükséges*	Gamma-spektrometria	0,1-0,2

Megjegyzés: * A jódszűrő méréseit akkor végzik el, ha gamma-spektrometriai mérésekkel jódtartalmat észleltek az aeroszol szűrőn.

A szűrőkön lévő gamma-sugárzó radionuklidok meghatározása a mintavétel után gamma-spektrometriával történik, a szűrőkön lévő alfa-sugárzó radionuklidok meghatározása hetente a mintavétel után alfa-spektrometriával történik, míg a szűrőkön lévő radiojódok mérése szükség esetén közvetlen a mintavétel után gamma-spektrometriával történik.

4.5.3.2 A kibocsátás- és környezetellenőrző rendszer

A kibocsátás- és környezetellenőrző rendszer röviden a 2.1.1.2. fejezetben, részletesen a [67, 68, 87] hivatkozásokban olvasható.

4.5.4. Összefoglalás

Ebben az alfejezetben a nukleáris környezetvédelmi kérdéseket dolgoztam fel. A Paksi Atomerőmű 2. blokki 1. számú akna helyreállításának előkészítése és végrehajtása során sugárvédelmi szempontból a személyi dozimetriai kérdések mellett a környezetbe jutó radioaktív anyagok mennyiségének minimalizálása, valamint a radioaktív kibocsátások és a környezet ellenőrzése a legfontosabb feladat.

Az eltávolítás előkészítése és végrehajtása során keletkező folyékony radioaktív hulladékok előzetes feldolgozását a rendszeresített technológiákkal valósítjuk meg. Kibocsátások a rendszeresített kibocsátási útvonalon, az ellenőrző tartályokban elvégzett ellenőrzést követően történhetnek, ezáltal biztosítható a kibocsátási korlátok betartása.

A légnemű radioaktív kibocsátások tekintetében a helyszíni előkészítés során a lakossági dózis növekmény értéke $4,30 \cdot 10^{-5}$ μSv , ami a $90 \mu\text{Sv/év}$ dózismegszorítás $4,8 \cdot 10^{-5}$ %-a.

Az eltávolításhoz kapcsolódóan figyelembe kell venni, hogy a munkák során a fűtőelemek akár jelentős mértékben tovább roncsolódhatnak. A roncsolódás kapcsán kikerülő légnemű aktivitás gyakorlatilag a Kr-85 izotóptól származik. Az összes fűtőelem roncsolódását feltételezve, elvégzett számítás szerint a lakossági dózisznövekmény értéke $5,58 \cdot 10^{-4}$ μSv , ami a $90 \mu\text{Sv/év}$ dózismegszorítás $6,2 \cdot 10^{-4}$ %-a.

A bemutatott tervezett radioaktív kibocsátások, illetve az ebből származó lakossági többlet sugárterhelést figyelembe véve kijelenthető, hogy az eltávolítás helyszíni előkészítési és végrehajtási munkái a környezeti kibocsátások szempontjából nagy biztonsággal a folyékony és légnemű kibocsátásokra vonatkozó korlátozások betartásával kerülnek végrehajtásra. A kibocsátott radioaktív izotópok a környezetet elhanyagolható mértékben terhelik.

5. A sérült fűtőelem eltávolítás sugárvédelmi értékelése

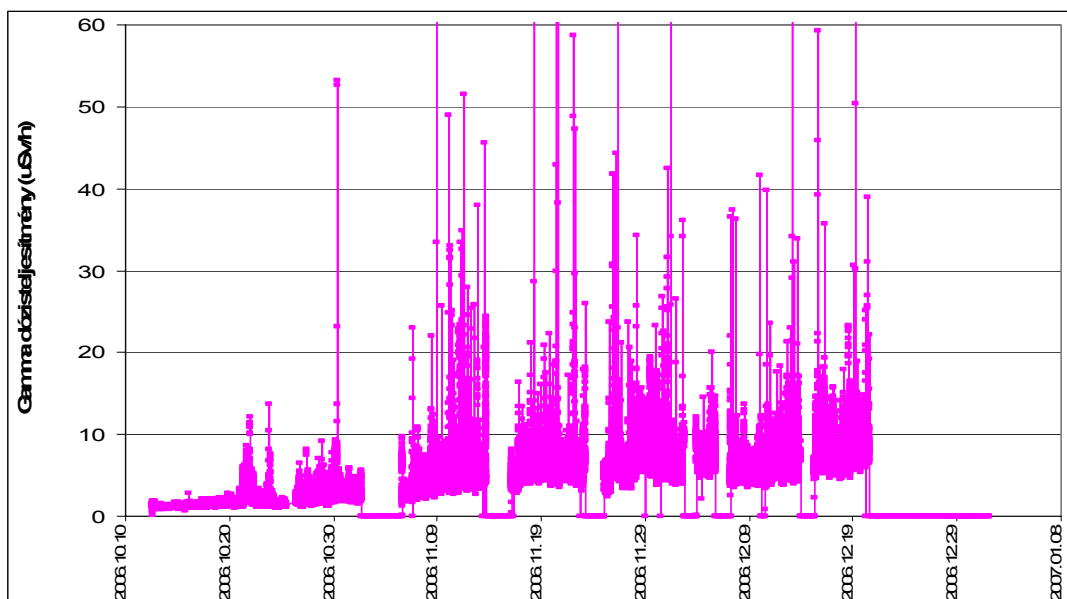
5.1. Bevezetés

A 2003. április 10-én bekövetkezett üzemzavar után az erőmű megkezdte a sérült fűtőelemek eltávolításának előkészítését. 2006. ősziére az összes szükséges műszaki eszköz és hatósági engedély rendelkezésre állt, 2006. október 15-én megkezdődött a 2. blokki 1. számú aknában lévő sérült fűtőelemek tényleges eltávolítása.

A fejezet a sérült fűtőelem (SF) eltávolítási munkák rövid sugárvédelmi értékelését tartalmazza a 2006. október 15. és 2006. december 31. közötti időszakra vonatkozóan. 2006. végére a sérült üzemanyag majdnem teljes mennyisége eltávolításra került a tisztítótartályból, a tartályban deklaráltan nem maradt annyi üzemanyag, hogy láncreakció elindulhasson.

5.2. Gamma-dózisteljesítmény a munkaplatformon

A munkaplatformon az átlagos gamma-dózisteljesítmény értékek 5-20 $\mu\text{Sv/h}$ között mozogtak (5.1. ábra), a figyelmeztető szint értékét (40 $\mu\text{Sv/h}$) általában nem érték el. A dózisteljesítmény értékek hirtelen növekedéseit a munkaplatformon a szerszám cserék, az eszközök kiemelése (pl. tisztítótartály felső lemez darabok), illetve a kevésbé sérült, majdnem egészben megemelhető fűtőelemek lábrészeinek vágásához történő előkészítése idézte elő.



5.1. ábra Munkaplatformon mért gamma-dózisteljesítmény értékek

5.3. Félnedves átszállítás

A sérült fűtőelemek eltávolításának egyik legfontosabb eleme a megtöltött tokok pihentető medencébe emelése volt. Az 5.1. táblázatban látható a számított és mért gamma-dózisteljesítmény adatok összevetése.

Összességében elmondható, hogy a számított és a mért gamma-dózisteljesítmény értékek két pont kivételével megfelelő egyezést mutatnak. A 12. és 16. mérési pontokban látható jelentős eltérést az okozta, hogy a referencia pont és detektor telepítési pontja nem esett egybe. A referencia pont az adott helység belépési pontja volt, amely nem került direkt sugárzási térbe, míg a telepített detektor direkt sugárzási térbe esett.

5.1. táblázat A dózisteljesítmény számítások és a mért értékek összevetése

A referencia pont száma	Megnevezés	Számított dózisteljesítmény, [μSv/h]		Mért dózisteljesítmény, [μSv/h]
		01.07.2006	01.01.2007	04.11.2006
1	Bejárat a reaktorcsarnokba A520/2-2	52,7	47,2	11
2	Pódium (SZEJVÁL)	1070	959	70,8
3	Az átrakógép kabinja	433	388	542
4	E412/I-1 helyiség	0,446	0,399	<0,1
5	E506/2-3 helyiség	0,385	0,345	0,14
6	014/2-2 helyiség	0,002	0,002	<0,1
7	014/1-1 helyiség	0,01	0,009	<0,1
8	618/2-2 helyiség	0,022	0,02	<0,1
9	618/1-1 helyiség	0,009	0,008	<0,1
10	E508/2-2 helyiség	0,003	0,002	<0,1
11	E51/2-2 helyiség	0,06	0,05	<0,1
12	A516/I-1 helyiség (SZEJVÁL)	0,5	0,5	1210
13	A turbinacsarnok helyisége	0,001	0,001	0,14
14	E306/2-2 helyiség	<1E-08	<1E-08	<0,1
15	E601/I-1 helyiség	0,76	0,68	0,3
16	A624/II-2 helyiség (SZEJVÁL)	7,84	7,02	520

5.4. Személyi dozimetriai adatok

A 2006. október 15. és december 31. közötti időszakban az SF eltávolítással kapcsolatos munkák kollektív dózisa 46,9 személy*mSv volt. Az egy alkalommal kapott maximális sugárterhelés 0,455 mSv, az összesített egyéni maximum pedig 1,748 mSv volt.

A TVEL dolgozóinak kollektív dózisa 29,3 személy*mSv, a PA Zrt. alkalmazottainak kollektív dózisa 17,7 személy*mSv volt. Az 5.2. táblázatban a munkavégzők dóziseloszlása látható.

5.2. táblázat A munkavégzők dóziseloszlása

Dózis intervallum [mSv]	Dózist kapott személyek száma [fő]	Kollektív dózis [személy*mSv]
H < 0,1	89	2,561
0,1 ≤ H < 0,2	43	6,240
0,2 ≤ H < 0,3	11	2,697
0,3 ≤ H < 0,4	10	3,508
0,4 ≤ H < 0,5	6	2,772
0,5 ≤ H < 0,6	2	1,105
0,6 ≤ H < 0,7	3	1,997
0,7 ≤ H < 0,8	1	0,749
0,8 ≤ H < 0,9	1	0,810
0,9 ≤ H < 1,0	7	6,768
1,0 ≤ H < 1,1	8	8,379
1,1 ≤ H < 1,2	2	2,264
1,2 ≤ H < 1,3	2	2,464
1,3 ≤ H < 1,4	-	-
1,4 ≤ H < 1,5	2	2,875
1,5 ≤ H < 1,6	-	-
1,6 ≤ H < 1,7	-	-
1,7 ≤ H < 1,8	1	1,748
	188	46,937

Az eltávolításban résztvevő dolgozók belső sugárterhelését rendszeresen (kéthetente) ellenőriztük. Az ellenőrzések alapján elmondható, hogy a munkaterületen az alacsony levegő aktivitás-koncentrációnak és a szabályos védőeszköz viselésnek köszönhetően a dolgozók szervezetében nem detektáltunk radioaktív izotópokat.

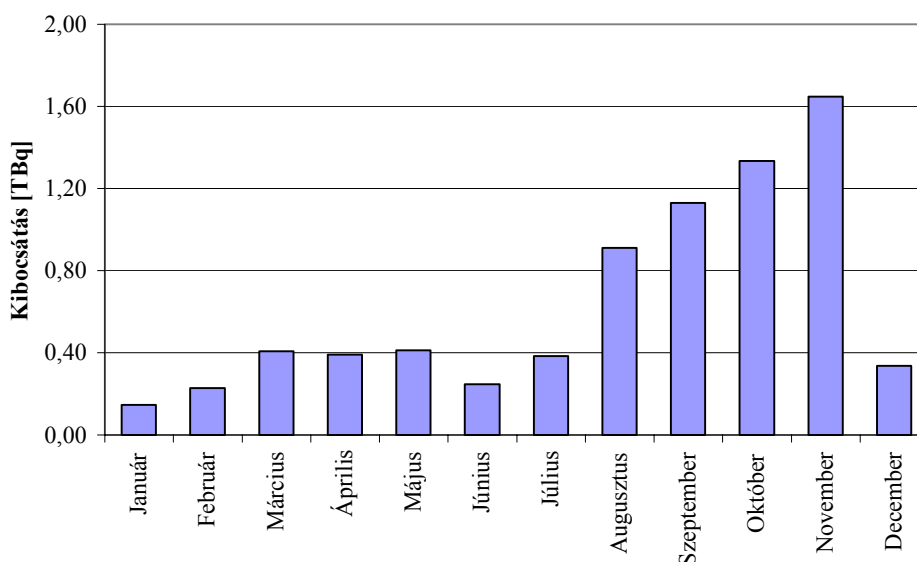
5.5. A Kiegészítő Sugárvédelmi Ellenőrző Rendszer működése

A Kiegészítő Sugárvédelmi Ellenőrző Rendszer (KISER) a helyreállítási munkák során kiválóan látta el a feladatát. A detektorok mérési tartománya megfelelően lett megválasztva, a rendszer folyamatosan üzemelt, detektor meghibásodás nem fordult elő. A figyelmeztető- és vészszint jelzések jól működtek, a sugárzási helyzet változását jól lehetett követni.

5.6. A sérült fűtőelem eltávolítás légnemű kibocsátásai

A sérült fűtőelem eltávolítás időszakában a légnemű kibocsátások többnyire a normálüzemi kibocsátások nagyságrendjébe estek. Kivételt képez a ^{85}Kr kibocsátása, ami a 2003. április 10-én bekövetkezett üzemzavar óta megnövekedett mennyiségben volt jelen az I. kiépítés kibocsátásaiban. Figyelembe kell venni ugyanakkor, hogy a kéménybe telepített mintavételi eszközök az I. kiépítésről távozó levegőt mintázzák, így a vizsgálati eredmények az 1. és a 2. blokki összegzett légnemű kibocsátásokat reprezentálják.

Az I. kiépítés ^{85}Kr kibocsátása az SF eltávolítási műveletek során október és november hónapban volt a legnagyobb, meghaladva az 1 TBq/hó értéket (5.2. ábra). December hónapban már csak néhány tized TBq volt a ^{85}Kr kibocsátás. A növekmény a kibocsátási határérték kritérium (khk.) értékét nem befolyásolta jelentős mértékben. A 4. negyedéves ^{85}Kr khk.: $2,77 \times 10^{-7}$ volt. Összehasonlításként a II. kiépítésen 1-2 GBq/hó volt a ^{85}Kr kibocsátás a 4. negyedévben.

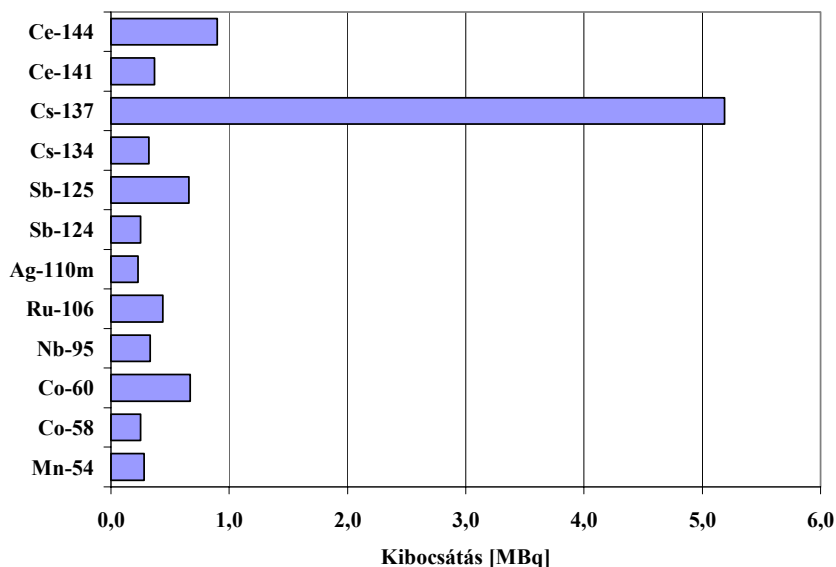


5.2. ábra Az I. kiépítésen mért ^{85}Kr kibocsátások 2006. éves eloszlása

A kéménybe telepített napi- és a heti cseréjű aeroszol szűrők mérési eredményei alapján a kibocsátások a ^{137}Cs kivételével maximum néhány tized MBq nagyságúak voltak (5.3. ábra). Az adatok értelmezésénél figyelembe kell venni, hogy amennyiben az adott izotóp nem volt kimutatható, úgy a kimutatási határ értékével határoztuk meg a kibocsátását. Ezáltal a ^{137}Cs adat is jórészt kimutatási határértékkel lett megadva. Ha csak a kimutatási határ felett ténylegesen mért aktivitásokat vettük volna figyelembe, akkor 1,25 MBq lenne ^{137}Cs kibocsátás,

szemben a ténylegesen figyelembe vett 5,19 MBq kibocsátással. A ^{144}Ce izotóp esetén is hasonló a helyzet, a kimutatási határ felett ténylegesen mért aktivitásokat alapján 0,17 MBq lenne ^{144}Ce kibocsátás, szemben a ténylegesen figyelembe vett 0,9 MBq kibocsátással. Ezen két példán keresztül jól látható a kibocsátási adatok konzervatívizmusa.

A korróziós termékek kibocsátása a 2. blokk leállása alatti karbantartási munkákkal függött össze, a 2. blokki 1. aknában a hasadvány termékek voltak dominánsan jelen.



5.3. ábra A 4. negyedéves kibocsátásokban előforduló izotópok

A helyreállítás alatt vizsgáltuk az alfa-sugárzó izotópok kibocsátását az I. kiépítésen. A vizsgálatok eredményei alapján megállapíthatjuk, hogy mesterséges eredetű alfa-sugárzó izotóp nem volt kimutatható a kéményen távozó levegőben.

Elvégeztük a légnemű kibocsátások alapján a lakossági többlet sugárterhelés becslését. A légnemű kibocsátások alapján a lakossági többlet sugárterhelés kisebb, mint 1 nSv a 2006. október-december időszakban.

A folyékony kibocsátásokat nem lehet az SF eltávolítás időszakára külön értékelni a közös hulladékvíz feldolgozó rendszerek, valamint a hulladékvizek feldolgozásának időbeli eltolódása miatt.

5.7. Összefoglalás

A sérült fűtőelemek eltávolításának munkái alatt igen kedvezőek voltak a sugárzási viszonyok. A személyzet sugárterhelése ennek megfelelően alacsony volt, mind a kollektív dózis, mind az egyéni maximális sugárterhelés kedvezően alakult.

A radioaktív kibocsátások is igen alacsonyak voltak, az ebből számolható lakossági többlet sugárterhelés elhanyagolható mértékűnek nevezhető.

6. Összefoglalás

A Paksi Atomerőműben 2003. április 10-én bekövetkezett súlyos üzemzavar során a 2. blokki 1. számú aknában elhelyezett fűtőelem-tisztító berendezésben 30 db üzemanyag kazetta sérült meg. A sérült üzemanyag kazetták és urán-dioxid pasztillák biztonságos eltávolítása és elhelyezése teljesen újszerű sugárvédelmi problémákat vetett fel, amelyek megoldása a munkát végző személyzet sugárterhelésének csökkentése és a környezetbe jutó radioaktív anyagok mennyiségének minimalizálása szempontjából is elengedhetetlen.

A nemzetközi és hazai szakirodalomban nem találtam átfogó megoldási javaslatot erre a világon egyedülálló, komplex sugárvédelmi problémára, ami a 2. blokki 1. számú akna helyreállításának megalapozása során felmerült mind a munkahelyi sugárvédelem, mind a nukleáris környezetvédelem területén.

A dolgozat tehát a felmerült problémák kezelésére alkalmas eljárások és módszerek kidolgozását és azok gyakorlati alkalmazását tartalmazza. A tervezés során több jól használható módszert dolgoztunk ki a szakirodalomban fellelhető adatokból és eredményekből kiindulva, de a helyi tapasztalatokat is megfelelően magukba integrálva. A kapott eredmények megbízhatóságát a mért értékekkel való összevetéssel igazoltuk. Értekezésemben összefoglaltam a Paksi Atomerőmű 2. blokki 1. számú akna helyreállításának sugárvédelmi tervezésével kapcsolatos összes feladatot és eredményt. A helyreállítás során lehetséges a dolgozók és az 1. számú akna folyamatos sugárvédelmi ellenőrzése és a radioaktív kibocsátások monitorozása.

A vizsgálati eredmények és értékelésük fejezet első alfejezetében bemutattam az 1. sz. akna sugárvédelmi állapotfelmérését és az eredmények értékelését. A sérült fűtőelemek izotóp összetételéből kiindulva, modellszámítások alapján meghatároztam a tisztítótartály körül kialakuló gamma-dózisteljesítmények várható értékeit, majd az 1. számú aknában lévő, radioaktívan szennyezett víz radionuklid-összetétele alapján meghatároztam a víz felett kialakuló dózisteljesítmény teret. A modellszámításokat helyszíni dózisteljesítmény mérésekkel validáltam. A dekontaminálás során új eljárást alkalmaztam az intenzív gamma háttérben történő felületi béta-szennyezettség meghatározására. Az 1. számú akna és környezete állapotának részletes ismerete lehetővé tette a helyreállítás tervezése során a megfelelő szervezési és műszaki intézkedések meghozatalát a szükséges sugárvédelmi védőeszközök tervezését.

A helyreállítás előkészítése során merőben újszerű és egyedi technológiákat, eszközöket kellett megtervezni, amelyek számos, komoly sugárvédelmi probléma megoldását tették szükségessé. Az elsődleges cél egy olyan munkaplatform tervezése volt, amely megfelelő védelmet nyújt a dolgozók számára sérült fűtőelemek eltávolítása során. Az 1. számú akna vizét szállító autonóm hűtőkör csővezetékei és szerelvényei árnyékolásának megfelelő méretezése szintén kiemelten fontos feladat volt. Modellszámításokkal elvégeztem az árnyékolások vastagságának meghatározását, amit helyszíni mérésekkel ellenőriztem. A sérült fűtőelemek tároló tokjaiknak szállítása szárazon történik, így az átszállítások során az árnyékolásuk nem biztosított. Az átszállításnak ez a merőben egyedi módja szükségessé tette a várható dózisterek számítását, ami alapján meghatároztam, hogy az átszállítás alatt mely helyiségeket kell lezárni és milyen méréseket kell elvégezni a környező területeken.

A személyi dozimetriai fejezetben bemutattam egy komplex személyi dozimetriai rendszert a munkavégzők külső és belső sugárterhelésének ellenőrzésére. A sérült fűtőelemek eltávolítása során sugárvédelmi szempontból az egyik legfontosabb feladat a személyi dozimetriai feladatok végrehajtása, a dolgozók sugárterhelésének pontos meghatározása. Ennek érdekében

meghatároztam a sugárterhelés ellenőrzési szinteket, dózisszámításokat végeztem a dolgozók várható sugárterhelésének meghatározására, munkafázisonként tételes dózistervet készítettem és elkészíttem a sugárterhelések ellenőrzésének rendjét. A helyreállítás sugárvédelmi tervezése során az orosz és a hazai előírások összevetésével közös sugárvédelmi kritériumok kerültek meghatározásra. Amennyiben eltérés volt a két ország előírásai között, akkor mindig a szigorúbbat vettük figyelembe.

A dózisterv a végrehajtható technológiából kiindulva szisztematikusan és analitikusan felépíti a tevékenységek idősükségletét és dózisbecslést végez a munkavégzésre, figyelembe véve a dolgozók tartózkodási helyét, a munkavégzések időtartamát, illetve a munkaterületek sugárzási viszonyait.

A telepített sugárvédelmi ellenőrző rendszerek, a széleskörű személyi dozimetriai ellenőrzés, a mintavételek és azok laboratóriumi kiértékelése biztosítják a személyzet folyamatos sugárvédelmi ellenőrzését az eltávolítási munkák során. A radioaktív anyagok szétterjedésének korlátozására az eltávolítási műveletek víz alatt történő végzése, az akna vizének folyamatos tisztítása, az akna szellőző rendszere, szellőzőkéménybe történő közvetlen szűrt kibocsátás, javítózonák szervezése, a napi nedves takarítás, a szerszámok dekontaminálása szolgál.

A tervezett biológiai védelmek, az 1. számú akna szellőző rendszerének kialakítása, az aknából a pihentető medencébe történő tok átszállítás során fogatosított intézkedések, az előirányzott egyéni védőeszközök, a személyzet munkaidejének meghatározása, valamint a sugárvédelmi következményekkel járó üzemzavarok kezelésére fogatosított intézkedések biztosítják a személyzet megfelelő védelmét a külső és a belső sugárterheléssel szemben.

A kialakított biológiai védelmek következtében a munkaterületen a tervezett dózisteljesítmény kisebb, mint a dózisteljesítmény ellenőrzési szint fele. Az 1. számú akna hűtőközeg aktivitáskonzentrációjának nem várt növekedése esetén biztosított a személyzet gyors kimenekítése a munkaplatformról.

A sérült fűtőelem darabok és a kazetta szerkezeti elemek eltávolítására és tároló tokokba helyezésére kézi szerszámok szolgálnak, amelyek kialakítása olyan, hogy a szükséges biológiai védelmek megléte (tartály feletti víz vastagság és munkaplatform) esetén biztosított a velük történő munkavégzés. Az eltávolított darabok tokokba kerülnek, amelyek biztosítják a manipulációt, valamint a hosszú távú tárolást a pihentető medencében. A megtelt és lezárt tokok pihentető medencébe történő „félnedves” átszállítása az átrakógéppel történik távműködtetéssel, ilyenkor a reaktorcsarnokban és a környező helyiségekben személyzet nem tartózkodhat.

A radioaktív sugárzás hatásának csökkentésére az aknában történő munkavégzéskor az alábbi beépített védelmek szolgálnak: munkaplatform alsó lemeze, használaton kívüli technológiai nyílások árnyékolása, aknafal felületi szennyezettségétől származó hatás csökkentésére szolgáló hengeres acél védelem, az autonóm hűtőrendszer csöveinek árnyékolása. A Kiegészítő Sugárvédelmi Ellenőrző Rendszer (KISER) folyamatos dózisteljesítmény mérése biztosítja, hogy sérült fűtőelem darabok védelemhez közel kerülése esetén a személyzet a dózisteljesítmény növekedésről tudomást szerezzen, és megtegye a szükséges intézkedést. A szerszámok dekontaminálása a munkaplatformra telepített szerszám dekontamináló berendezéssel biztosított, így csökkenthető a munkaplatform légtérébe kerülő aeroszolok mennyisége. A munkaplatform levegőjének alacsony aktivitáskonzentrációját az akna szellőző rendszere irányítottan biztosítja. A légtér aeroszol koncentrációjának folyamatos mérését a KISER biztosítja.

Az 1. számú akna és környezete állapotának részletes ismeretéhez elengedhetetlen a folyamatos sugárvédelmi ellenőrzés megvalósítása telepített monitoring rendszerekkel. A helyreállításra történő felkészülés során egy új, egyedi telepített monitoring rendszer tervezése és létesítése történt meg, amelynek segítségével az 1. számú akna és környezetének folyamatos ellenőrzése biztosítható.

A telepített sugárvédelmi ellenőrzés feladata a sugárvédelmi helyzet operatív értékelése és a személyzet tájékoztatása. A KISER rendszer létrehozásával az 1. számú akna körül egy komplex, telepített sugárvédelmi ellenőrző rendszer üzemel, amely alkalmas a munkaterület sugárzási helyzetének folyamatos ellenőrzésére, a mérési eredmények megjelenítésére, az eredmények tárolására, a mérési eredmények összehasonlítására a figyelmeztető- és vészszintekkel, illetve jelzések adására a kijelző blokkokra. A KISER figyelmeztető értékei úgy lettek megállapítva, hogy a személyzet dózisterhelése nem lépi túl az eltávolítási munkák teljes időtartamára megállapított 15 mSv külső és 5 mSv belső sugárterhelésből származó effektív dózist.

A KISER folyamatos ellenőrzést valósít meg az alábbi paraméterek vonatkozásában:

- munkaplatformon:
 - a gamma-sugárzás dózisteljesítménye,
 - a levegő alfa-, béta- és gamma-aeroszolk aktivitás-koncentrációja,
 - a radioaktív jód és nemesgázok aktivitás-koncentrációja;
- reaktorcsarnok pódiumán a gamma-sugárzás dózisteljesítménye;
- az 1-es akna vizének összes-gamma aktivitás-koncentrációja;
- a munkaplatform alól eltávolított és már szűrt levegőben:
 - a levegő alfa-, béta- és gamma-aeroszolk aktivitás-koncentrációja,
 - a radioaktív jód és nemesgázok aktivitás-koncentrációja.

A KISER méréseit kiegészítik a Munkahelyi és Technológiai Sugárvédelmi Ellenőrző Rendszer gamma-dózisteljesítmény, béta- és gamma-aeroszolk, valamint radioaktív nemesgázok aktivitás-koncentráció mérései. A helyreállítás operatív sugárvédelmi felügyelete ezekkel a rendszerekkel magas színvonalon megvalósítható, a sugárvédelmi ellenőrzés biztosítható.

A Paksi Atomerőmű 2. blokki 1. számú akna helyreállításának előkészítése és végrehajtása során sugárvédelmi szempontból a személyi dozimetriai kérdések mellett a környezetbe jutó radioaktív anyagok mennyiségének minimalizálása, valamint a radioaktív kibocsátások és a környezet ellenőrzése a legfontosabb feladat.

Az eltávolítás előkészítése és végrehajtása során keletkező folyékony radioaktív hulladékok előzetes feldolgozását a rendszeresített technológiákkal valósítjuk meg. Kibocsátások a rendszeresített kibocsátási útvonalon, az ellenőrző tartályokban elvégzett ellenőrzést követően történhetnek, ezáltal biztosítható a kibocsátási korlátok betartása.

A légnemű radioaktív kibocsátások tekintetében a helyszíni előkészítés során a lakossági dózis növekmény értéke $4,30 \cdot 10^{-5}$ μSv , ami a 90 $\mu\text{Sv}/\text{év}$ dózismegszorítás $4,8 \cdot 10^{-5}$ %-a.

Az eltávolításhoz kapcsolódóan figyelembe kell venni, hogy a munkák során a fűtőelemek akár jelentős mértékben tovább roncsolódhatnak. A roncsolódás kapcsán kikerülő légnemű aktivitás gyakorlatilag a Kr-85 izotóptól származik. Az összes fűtőelem roncsolódását feltételezve, elvégzett számítás szerint a lakossági dózisznövekmény értéke $5,58 \cdot 10^{-4}$ μSv , ami a 90 $\mu\text{Sv}/\text{év}$ dózismegszorítás $6,2 \cdot 10^{-4}$ %-a.

Sugárvédelmi szempontból a helyreállítás során az egyik legfontosabb cél, hogy a dolgozók sugárterhelése a dóziskorlátokon belül maradjon. A tervezett műszaki és szervezési intézkedé-

sek biztosítják a személyzet megfelelő védelmét, biztosított a sugárvédelmi korlátok betarthatósága.

A tervezett radioaktív kibocsátások, illetve az ebből származó lakossági többlet sugárterhelést figyelembe véve kijelenthető, hogy az eltávolítás helyszíni előkészítési és végrehajtási munkái a környezeti kibocsátások szempontjából nagy biztonsággal a folyékony és légnemű kibocsátásokra vonatkozó korlátozások betartásával kerülnek végrehajtásra. A kibocsátott radioaktív izotópok a környezetet elhanyagolható mértékben terhelik.

Mindezek alapján kijelenthető, hogy a téma teljes körű feldolgozása során elkészült egy olyan sugárvédelmi terv, ami lehetővé teszi egy egyedi, igen komplex, sugárveszélyes tevékenység végrehajtását. A tervezés, majd a végrehajtás során sok olyan adat, eredmény keletkezik, amit a jövőben végrehajtandó sugárveszélyes tevékenységek tervezésénél, előkészítésénél és végrehajtásánál fel lehet használni, így a gyakorlatban is használható, új tudományos kutatási eredményekkel gazdagítottam a sugárvédelem tárházát. Eredményeim az oktatásban is használhatók, a sugárvédelmi és a nukleáris baleset elhárításban érintett szakemberek felkészítésében az értekezés egésze, vagy egyes fejezetei külön-külön is jól alkalmazhatók. A modellszámítások széleskörűen alkalmazhatók az atomerőmű különböző karbantartási és átalakítási tevékenységeinél, baleset elhárítási gyakorlatok során, illetve honvédségi dózistér és árnyékolási számítások esetén.

7. Új tudományos eredmények

1. A Paksi Atomerőműben 2003. április 10-én bekövetkezett súlyos üzemzavar során a 2. blokki 1. számú aknában elhelyezett fűtőelem-tisztító berendezésben 30 db, jelentős mértékű sérülést szenvedett üzemanyag kazetta, és a szabaddá vált, ugyancsak sérült urán-dioxid pasztillák biztonságos eltávolítása és elhelyezése az atomerőművi gyakorlatban korábban soha fel sem merült, teljesen újszerű sugárvédelmi problémákat vetett fel, amelyek megoldása - a munkát végző személyzet sugárterhelésének csökkentése és a környezetbe jutó radioaktív anyagok mennyiségének minimalizálása céljából egyaránt – elengedhetetlenné tette az 1. számú akna állapotfelmérését modellszámításokkal és helyszíni mérésekkel, melynek az érdekében **teljes körűen elvégeztem az adott, rendkívüli helyzetre érvényes sugárvédelmi állapotfelmérést és az eredmények értékelését**, melynek keretében:

- a sérült fűtőelemek izotóp összetételéből kiindulva, modellszámítások alapján meghatároztam a tisztítótartály körül kialakuló gamma-dózisteljesítmények várható értékeit;
- a sérült fűtőelemekhez hasonlóan, az 1. számú aknában lévő, radioaktívan szennyezett víz radionuklid-összetétele alapján meghatároztam a víz felett kialakuló dózisteljesítmény teret;
- a modellszámításokat helyszíni dózisteljesítmény mérésekkel validáltam;
- új eljárást alkalmaztam az intenzív gamma háttérben történő felületi béta-szennyezettség meghatározására.

Az 1. számú akna és környezete állapotának részletes ismerete lehetővé tette a helyreállítás tervezése során a megfelelő szervezési és műszaki intézkedések meghozatalát a szükséges sugárvédelmi védőeszközök tervezését.

2. A Paksi Atomerőmű 2. blokki 1. számú akna helyreállításának tervezése során **merőben újszerű és egyedi technológiákat, eszközöket kellett megtervezni**, így a dolgozók számára megfelelő védelmet nyújtó munkaplatform, valamint a sérült fűtőelemek átszállítása során kialakuló dózisterek értékelése érdekében:

- Elemeztem az 1. számú akna falának és az aknában lévő víznek a szennyezettségi viszonyait, valamint a fűtőelemekből származó sugárzás hatását, és ezek alapján **meghatároztam** annak a munkaplatformnak a sugárvédelmi árnyékoló réteg-vastagságát, amely megfelelő védelmet nyújt a dolgozók számára a sérült fűtőelemek eltávolítása során.
- **Modellszámításokkal elvégeztem az árnyékolások vastagságának meghatározását**, amit később helyszíni mérésekkel igazoltam.
- A megtöltött tokok átszállításnak ez a merőben egyedi módja szükségessé tette a várható dózisterek számítását, ami alapján **meghatároztam**, hogy az átszállítás alatt mely helyiségeket kell lezárni, és milyen méréseket kell elvégezni a környező területeken.

3. A sérült fűtőelemek eltávolítása során sugárvédelmi szempontból az egyik legfontosabb feladat a személyi dozimetriai feladatok végrehajtása, a dolgozók sugárterhelésének pontos meghatározása. Ennek érdekében erre a világon egyedülálló sugárvédelmi problémára:

- A magyar és az orosz sugáregészségügyi szabályozások alapján **meghatároztam** a helyreállítás teljes időtartamára vonatkozó **sugárterhelés ellenőrzési szinteket, külső és belső sugárterhelésre egyaránt**.
- A védőeszközök tervezésével párhuzamosan **dózisszámításokat végeztem** a dolgozók várható sugárterhelésének meghatározására.

- A dolgozók sugárterhelésének csökkentése érdekében **szervezési és műszaki intézkedéseket vezettem be**, valamint meghatároztam az egyéni védőeszközöket.
- Meghatároztam a személyi dózismérés eszközeit és rendjét mind külső, mind belső sugárterhelés ellenőrzésre.

4. Az 1. számú akna és környezete állapotának részletes ismeretéhez elengedhetetlen a folyamatos sugárvédelmi ellenőrzés megvalósítása telepített monitoring rendszerekkel. A helyreállításra történő felkészülés során egy új, egyedi telepített monitoring rendszer tervezése és létesítése történt meg, amelynek segítségével az 1. számú akna és környezetének folyamatos ellenőrzése biztosítható. Ennek az új Kiegészítő Sugárvédelmi Ellenőrző Rendszernek (KISER) a tervezése során:

- **Meghatároztam az új rendszer tervezési alapjait.**
- Részletes számításokkal **meghatároztam** a telepített mérőeszközök szükséges specifikációját, valamint a mintavételi helyeket.
- **Elvégeztem** a mérőeszközök **figyelmeztető- és vészszintjeinek a származtatását.**

5. A Paksi Atomerőmű 2. blokki 1. számú akna helyreállításának előkészítése és végrehajtása során a környezetbe jutó radioaktív anyagok mennyiségének minimalizálása, valamint a radioaktív kibocsátások és a környezet ellenőrzése érdekében:

- Összetett sugárvédelmi számításokkal **meghatároztam a tervezett radioaktív kibocsátásokat**, ezeket összevetettem a vonatkozó kibocsátási korlátokkal.
- Elsőként **állítottam össze** és rendszereztem a helyreállítás során a tényleges **kibocsátások mérési módszereit.**
- A tervezett kibocsátások alapján **modellszámításokkal elvégeztem a lakossági többlet sugárterhelés számítását.**

8. Hivatkozások jegyzéke

- [1.] Köteles György (szerk): Sugáregészségtan, Medicina Könyvkiadó, Budapest, 2002.
- [2.] Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, International Commission on Radiological Protection Publication No. 60, Pergamon Press, Oxford, New York, 1991.
- [3.] International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources., International Atomic Energy Agency, Safety Series No.115., Vienna 1996.
- [4.] 1996. évi CXVI. törvény az atomenergiáról. Magyar Közlöny 112 szám, 6321-6334 (1996)
- [5.] Az egészségügyi miniszter 16/2000. (VI.8.) EüM rendelete az atomenergiáról szóló 1996. évi CXVI. törvény egyes rendelkezéseinek végrehajtásáról. Magyar Közlöny 55, 3204-3228 (2000)
- [6.] A környezetvédelmi miniszter 15/2001. (VI.6.) KöM rendelete az atomenergia alkalmazása során a levegőbe és vízbe történő radioaktív kibocsátásokról és azok ellenőrzéséről. Magyar Közlöny 62, 4004-4012 (2001)
- [7.] B. Kanyár, **T. Bujtás**, K. Eged, T. Katona, Á. Nényei: Individual dose dependency of the monetary value of averted dose: a proposal for the NPP Paks, CEEAN-meeting, IAEA Vienna, 1-5. March, 2004.
- [8.] Á. Nényei, **T. Bujtás**: Radiation Protection Activity in NPP Paks in 2003. IAEA regional workshop, Kozloduy, October, 21-24, 2003.
- [9.] E. Stricht, R. Krichmann: Radioecology, Fortemps, Belgium, 2001.
- [10.] Uray, I.: Csernobil üzenete. A katasztrófa mérlege nyolc év távlatából. Debreceni Szemle. 2, 171-189, 1994.
- [11.] Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation, UNSCEAR Report, UN, New York, 1988, 1993.
- [12.] Kanyár B., Béres Cs., Somlai J., Szabó S. A.: Radioökológia és környezeti sugárvédelem, Veszprémi Egyetemi Kiadó, Veszprém, 2000.
- [13.] Nagy Lajos György: Radiokémia és izotóptechnika, Egyetemi tankönyv, 1997.
- [14.] Rohrbacher Gábor: Gamma sugárzás árnyékolásának szimulációja, modellek összehasonlítása, Diplomadolgozat, Veszprémi Egyetem, Veszprém, 2001
- [15.] MicroShield User's Manual, Grove Engineering, Maryland, 1996.
- [16.] E. N. Donszkoj, V. A. Jelcov, A. K. Zyitnyik: „Monte-Carlo módszer a VNIIEF-nél”. A nukleáris tudomány és technika kérdései. Sorozat: „A fizikai folyamatok matematikai modellezése”. 2. kiadvány, 1993.
- [17.] Virág Elemér: Sugárvédelmi ismeretek, Budapesti Műszaki Egyetem, Budapest, 1990.
- [18.] Optimization of Radiation Protection in the Control of Occupational Exposure, Safety Report Series No. 21., IAEA, Vienna, 2002.
- [19.] Assessment of Occupational Exposure Due to External Sources of Radiation, Safety Standards Series, IAEA, Vienna, 1999.
- [20.] Assessment of Occupational Exposure Due to Intakes of Radionuclides, Safety Standards Series, IAEA, Vienna, 1999.
- [21.] FU-BIZT-04, A Paksi Atomerőmű Zrt. Munkahelyi Sugárvédelmi Szabályzata (MSSZ), Paks, 2004.
- [22.] Work Managements in the Nuclear Power Industry, OECD Document, IAEA, Vienna, 1997.
- [23.] Occupational Radiation Protection, Safety Standards Series, IAEA, Vienna, 1999.

- [24.] ISOE-Information System on Occupational Exposure 10 years Experience, OECD-NEA, France, 2002.
- [25.] **Bujtás T.** (szerk.): Sugárvédelmi tevékenység a Paksi Atomerőműben 2003-ban, Paksi Atomerőmű Rt, Paks, 2004.
- [26.] Kanyár B., Somlai J., Szabó D. L.: A sugárzások elleni védelem dozimetriai és hatástani alapjai. Jegyzet, Veszprémi Egyetemi Kiadó, Veszprém, 1996
- [27.] Radioecology and environmental monitoring in normal and accidental situations, International Union of Radioecologists, Budapest, 1993.
- [28.] DIR 2 technológiai kezelői kézikönyv, Akribia Kft., Budapest, 1996.
- [29.] Láng Edit, Szabó Péter Pál, Sági László: Off-line baleseti terjedésszámítást és dózisbecslést végző – BALDOS - program, rendszerterv, AEKI, SKL, Budapest, 1999.
- [30.] Germán E., Bodnár R., Nényei Á., Daróczi L: Emisszió, immiszió, aktivitásmérés, aktivitáskoncentráció időintegrál, XXIX. Sugárvédelmi Továbbképző Tanfolyam, Balatonkenese, 2004. Május 4-6.
- [31.] Radioecology and environmental monitoring in normal and accidental situations, International Union of Radioecologists, Budapest, 1993.
- [32.] Staka, H. Geiß, K. J. Voight: Diffusion of Waste Air Puffs and Plumes under Changing Weather Conditions. Friedr, Vieweg & Sohn Verlagsgesellschaft mbH, 1981.
- [33.] Generic Models and Parameters for Assessing the Environmental Transfer of Radionuclides from Routine Releases. Safety Series 57, IAEA, Vienna, 1982.
- [34.] Zombori Péter (szerk.): A hazai nukleárisbaleset-elhárításban közreműködő szervezetek környezeti mérési és modellezési tevékenységének harmonizálása, Tanulmány, ELTE, Budapest, 2003.
- [35.] Nényei Árpád: Természetes és ipari eredetű radionuklidok környezeti mozgásának modellezése és sugárterhelések meghatározása, Doktori (Ph.D.) értekezés, Veszprémi Egyetem, Veszprém, 2002.
- [36.] Simmonds, G. Lawson, A. Mayall: Radiation protection Methody for Assessing the Radiological Consequences of Routine Releases of Radionuclides to Environment, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1995.
- [37.] Aszódi Attila, Sükösd Csaba, Szatmáry Zoltán: Nukleáris baleset Tokai Murában, Fizikai Szemle 1999/11.
- [38.] Marx György: Atommag-közelben, Mozaik Kiadó, Szeged, 1996.
- [39.] Dr. Aszódi Attila, Boros Ildikó, Csige András, Légrádi Gábor: “Az áprilisi paksi súlyos üzemzavar termohidraulikai elemzése”, II. Nukleáris Technikai Szimpózium, Budapest, 2003. december 4-5.
- [40.] Nényei Á.: Radionuklidok szárazföldi környezeti terjedésének számítógépi szimulációja; esettanulmányok, Diplomadolgozat, Veszprémi Egyetem, Radiokémia Tanszék, Veszprém, 1998.
- [41.] Mészáros E.: Légekörtan. Egyetemi jegyzet, Veszprémi Egyetem, Egyetemi Kiadó, 1993.
- [42.] Kanyár B.: A tápláléklánc szennyeződése radioaktív anyaggal. Fizikai Szemle, 49, 241-249. 1999.
- [43.] HAKSER 2003-K (A hatósági környezeti sugárvédelmi ellenőrző rendszer jelentése a paksi atomerőmű súlyos üzemzavarának környezeti hatásairól), Készítették: Germán Endre (PA Rt), Kerekes Andor (OKK-OSSKI), Ivó Mária (ADV KVF), Ranga Tibor (PA Rt), Tarján Sándor (OÉVI), Varsányi Tibor (ADV KVF), Zombori Péter (KFKI AEKI), Budapest, 2003. december hó (szerkesztő.: Kerekes Andor)
- [44.] Dr. Aszódi Attila, Légrádi Gábor, Yamaji Bogdán: Üzemanyagsérülés jellemzői a paksi súlyos üzemzavar során; II. Nukleáris Technikai Szimpózium, Budapest, 2003. december 4-5.

- [45.] 1999. évi LXXIV. törvény a katasztrófák elleni védekezés irányításáról, szervezetéről és a veszélyes anyagokkal kapcsolatos súlyos balesetek elleni védekezéséről. Magyar Közlöny 60, 3956-3967, 1999.
- [46.] Council Directive 96/29/EURATOM of 13 May 1996 laying down basic safety standards for the protection of the health of workers and the general public against the dangers arising from ionizing radiation. Official Journal of the European Communities. L 159 Vol. 39, 29 June 1996 (EN)
- [47.] FU-BIZT-12, Átfogó Veszélyhelyzet-kezelési és Intézkedési Terv (ÁVIT), Paks, 2003.
- [48.] Sztanyik B.L. (szerk.): Sugársérülések megelőzése és gyógykezelése. Zrínyi Katonai Kiadó, Budapest, 1989
- [49.] Néneyi Á., **Bujtás T.**, C. Szabó I.: Radionuklidok mozgásának és dóziszárulékainak modellezése a paksi üzemzavar elhárítása során, XXIX. Sugárvédelmi Továbbképző Tanfolyam, Balatonkenese, 2004. Május 4-6., pp.: 32.
- [50.] Kanyár Béla, Marc de Cort, Néneyi Árpád: Nukleárisbaleset-elhárítás telephelyen kívül, Egyetemi jegyzet, Veszprémi Egyetemi Kiadó, Veszprém, 2004.
- [51.] Papp S., R. Kümmel: Környezeti kémia, Tankönyvkiadó, Budapest, 1992.
- [52.] Method for Developing Arrangements for Response to a Nuclear or Radiological Emergency, Updating IAEA-TECDOC 953., IAEA, Vienna, 2003.
- [53.] Generic assessment procedures for determining protective actions during a reactor accident, TECDOC-955, IAEA, Vienna, 1997.
- [54.] Adorján Ferenc, Beszédes Tamás, Fichtinger Gyula, Hullán Szabolcs, Kapocs György, Kapocs László, Lux Iván, Nagy Barnabás, Szepes Károly, Végvári István: Jelentés a Paksi Atomerőműben 2003. április 10-én bekövetkezett esemény hatósági kivizsgálásáról, OAH NBI, Budapest, 2003. május 29.
- [55.] Hózer Zoltán, Győri Csaba, Windberg Péter, Matus Lajos: Mi történhetett a fűtőelemekkel a paksi üzemzavar során?, Kutatási jelentés, KFKI-AEKI, Budapest, 2003.
- [56.] Buránszky István: A PAE 2. blokk energetikai indításának feltétele, Nukleáris Technikai Szimpózium, Budapest, 2003.
- [57.] Gyurkócsa Csaba: Gamma mérések a 2. blokki tisztító konténer mellett, valamint ezek feldolgozása, BMGE, Budapest, 2005.
- [58.] Final report on the measurement of contamination on the internal wall of Unit 2. shaft No.1, Paks NPP, Quantec Technologies, Vienna, Austria, 2005
- [59.] Solymosi József, Bäumlér Ede, Nagy Lajos György, Gresits Iván, Gujgiczter Árpád, Sarkadi András, Körösi Sándor, Dorogi László, Vodicska Miklós: Eljárás és berendezés β -sugárzó izotópo(ka)t tartalmazó minta aktivitásának mérésére nagy intenzitású γ -sugárzási háttérben, magyar szabadalom 200 001
- [60.] Solymosi József, Bäumlér Ede, Gresits Iván, Gujgiczter Árpád, Németh Ferenc, Nagy Lajos György, Horváth László, Sarkadi András: Eljárás és kapcsolási elrendezés radioaktív felületi szennyeződés mérésére, magyar szabadalom, 201 162
- [61.] **Bujtás T.**, Bäumlér E., Zsille O., Csurgai J, Vincze Á., Solymosi J.: A 2. blokki 1. sz. akna falának szennyezettség mérése a dekontaminálás során, Őszi Radiokémiai Napok, Siófok, 2006. október 11-13., pp.: 43.
- [62.] Paksi Atomerőmű 2. blokk 1. sz. akna autonóm hűtőrendszer kiviteli terve, Transelektro, Budapest, 2004.
- [63.] Paksi Atomerőmű 2. blokk az 1. sz. akna helyreállítása. A SF eltávolításának elvi engedélyezési dokumentációja (95TGA00ERE00283B) ETV-ERŐTERV Rt, Budapest, 2005.
- [64.] Sugárvédelmi számítások a szórt sugárzás figyelembe vételével a tokok „félnedves” átszállítása során, Tudományos-kutatási jelentés, Dimitrovgrad, 2005.

- [65.] Fülöp Nándor, Glavatszkih Nándor, Dr. Kerekes Andor: A Paksi Atomerőmű kibocsátási határértékeinek meghatározása, OKK-OSSKI, Budapest, 2003.
- [66.] Paksi Atomerőmű 1-4. blokk Tervezett kibocsátási szintek meghatározása (0000A00ERA00148A) ETV-ERŐTERV Rt, Budapest, 2003.
- [67.] A Paksi Atomerőmű kibocsátás ellenőrzési szabályzata (SVM-2/2005), Paksi Atomerőmű Rt., Paks, 2005.
- [68.] A Paksi Atomerőmű környezetének sugárvédelmi ellenőrzési szabályzata (SVM-3/2005), Paksi Atomerőmű Rt., Paks, 2005.
- [69.] A munkavégzés során érvényes sugárvédelem megalapozása, Jelentés, NIIAR Intézet, Dimitrovgrád, 2004.
- [70.] Sugárvédelmi Szabályzat a Paksi Atomerőműben történő munkavégzésre. A Paksi Atomerőmű 2. blokk 1. sz. aknájában történt üzemanyag-sérülés következményeinek felszámolása, Paksi Atomerőmű Zrt., Paks, 2006.
- [71.] Sugárvédelmi ellenőrzési utasítás az üzemanyag tisztítótartályból történő eltávolítási munkáinak végrehajtása során. A Paksi Atomerőmű 2. blokk 1. sz. aknájában történt üzemanyag-sérülés következményeinek felszámolása, Paksi Atomerőmű Zrt., Paks, 2006.
- [72.] Kanyár B., Somlai J., Szabó D. L.: Környezeti sugárzások, radioökológia, Jegyzet, Veszprémi Egyetemi Kiadó, Veszprém, 1996.
- [73.] I. Nikl, L. B. Sztanyik: External indoor and outdoor gamma exposures in Hungary during the period of 1983-1986, Radiation Protection Dosimetry, Vol. 24, No. ¼, pp. 387-389, Nuclear Technology Publishing, 1988.
- [74.] Lukács O.: Matematikai statisztika, Műszaki Könyvkiadó, Budapest, 1999.
- [75.] B. Kröpf, W. Peschek, E. Schnider, A. Schölieb: Alkalmazott statisztika, Műszaki Könyvkiadó, Budapest, 2000.
- [76.] Reimann J., Tóth J.: Valószínűségszámítás és matematikai statisztika, Tankönyvkiadó, Budapest, 1992.
- [77.] Szmarszkij: Bevezetés a numerikus módszerek elméletébe, Tankönyvkiadó, Budapest, 1989.
- [78.] Glavitszkih N.: Radioaktív anyagok légköri terjedésének számítógépes modellezése. Szakdolgozat. ELTE TTK, ill. OSSKI (Országos Sugárbiológiai és Sugáregészségügyi Kutatóintézet, Budapest), 1994.
- [79.] Mészáros E.: Légkörtan. Egyetemi jegyzet, Veszprémi Egyetem, Egyetemi Kiadó, 1993.
- [80.] Moser M., Pálmai Gy.: A környezetvédelem alapjai, Nemzeti Tankönyvkiadó, Budapest, 1992.
- [81.] Turai I.: Sugáregészségügyi ismeretek. Medicina Könyvkiadó, Budapest, 1993
- [82.] E. Katalin: A dóziselkerülés optimalálása sugárvédelmi tervezéshez és beavatkozáshoz, Doktori (PhD) értekezés, Veszprémi Egyetem, Veszprém, 2000.
- [83.] Somlai J.: Tanulmány a Mecsekérc Rt. rekultivációs tevékenysége során várható sugárterhelésekről, Veszprémi Egyetem, Radiokémia Tanszék, Veszprém, 2001.
- [84.] **Bujtás T.**, Daróczy L., Germán E., Nényei Á., Ranga T.: A PA Rt. kibocsátás- és környezetellenőrző rendszerének rekonstrukciója, XXX. Sugárvédelmi Továbbképző Tanfolyam, Keszthely, 2005. május 3-5., pp.: 40.
- [85.] Csom Gyula: Atomerőművek üzemtana, Egyetemi tankönyv, Műegyetemi kiadó, Budapest, 1997.
- [86.] **Bujtás T.**, Nényei Á.: Az üzemzavar helyreállításának sugárvédelmi kérdései, Fizikai Szemle, 2006/4, pp.: 119-122.
- [87.] **Bujtás T.**: A PA Rt. sugárvédelmi helyzete, az üzemeltetéshez kapcsolódó monitoring ismertetése, Magyar Tudományos Akadémia Pécsi Területi Bizottsága A céltól a megvalósulásig című konferencia, Pécs 2005. november 9-11.

9. Az értekezéssel kapcsolatos saját közlemények

A.) Közlemények

1. Bujtás T.: Környezeti minták radioaktivitásának mérése nagy tisztaságú Ge(Li) félvezető detektorral, Szakdolgozat, Veszprémi Egyetem, Radiokémia Tanszék, 1992.
2. Bujtás T.: Atomerőművi primerkörü víz radioanalitikája, Diplomadolgozat, Veszprémi Egyetem, Radiokémia Tanszék, 1994.
3. Bujtás T.: Atomerőművi aeroszolszűrők minősítése, Diplomadolgozat, Budapesti Műszaki Egyetem, Kémiai Technológia Tanszék, 1997.
4. Bujtás T.: Dozimetriai mérési gyakorlat, jegyzet Dozimetriai szolgálatvezetők részére, PA Rt. kiadvány, Paks, 1999. május
5. Bujtás T., C. Szabó I.: Technológiai rendszerek sugárvédelmi ellenőrzése, jegyzet Dozimetriai szolgálatvezetők részére, PA Rt. kiadvány, Paks, 1999. augusztus
6. Bodnár R., Bujtás T., Daróczi L., Germán E., Horváth E., Ranga T.: Nukleáris környezetvédelem 2000-ben, Sugárvédelmi tevékenység a Paksi Atomerőműben 2000-ben, PA Rt. kiadvány, Paks, 2001. március hó (szerkesztő.: Volent Gábor)
7. Sugárvédelmi tevékenység a Paksi Atomerőműben 2001-ben (A Sugárvédelmi Osztály 2001-ről szóló jelentése), Paks, 2002. március hó (szerkesztő.: Bujtás Tibor)
8. HAKSER 2001 (A hatósági környezeti sugárvédelmi ellenőrző rendszer 2001. évi jelentése) Készítették: Bujtás Tibor (PA Rt), Feil Ferenc (PA Rt), Germán Endre (PA Rt), Déri Zsolt (OKK-OSSKI), Gucci Judit (OKK-OSSKI), Horváth Nikoletta (ÁNTSZ Tolna M. Int.), Kelemen Mária (ÁNTSZ Tolna M. Int.), Kerekes Andor (OKK-OSSKI), Ivó Mária (ADV KVF), Tarján Sándor (OÉVI), Budapest, 2002. július hó (szerkesztő.: Kerekes Andor)
9. Sugárvédelmi tevékenység a Paksi Atomerőműben 2002-ben (A Sugárvédelmi Osztály 2002-ről szóló jelentése), Paks, 2003. március hó (szerkesztő.: Bujtás Tibor)
10. HAKSER 2002, Készítették: Bujtás Tibor (PA Rt), Gál János (PA Rt), Germán Endre (PA Rt), Glavatszkih Nándor (OKK-OSSKI), Gucci Judit (OKK-OSSKI), Hetényiné Pap Viktória (Bács-Kiskun M. ÁÉEA), Horváth Nikoletta (ÁNTSZ Tolna M. Int.), Kelemen Mária (ÁNTSZ Tolna M. Int.), Kerekes Andor (OKK-OSSKI), Rozmanitz Péter (ADV KVF), Tarján Sándor (OÉVI), Vancsura Péter (ADV KVF), Vilimi József (Tolna M. ÁÉEA), www.osski.hu/sugeu/szammer/hakser.htm, 2003. szeptember 20.
11. Bujtás Tibor: A sugárvédelmi tevékenység 2003-ban, www.npp.hu/kornyezet/sugarvedelem_2004.htm, 2004. március 30.
12. Sugárvédelmi tevékenység a Paksi Atomerőműben 2003-ban (A Sugárvédelmi Osztály 2003-ról szóló jelentése), Paks, 2004. március hó (szerkesztő.: Bujtás Tibor)
13. Bujtás Tibor: A sugárvédelmi tevékenység 2004-ben, www.npp.hu/kornyezet/sugarvedelem_2005.htm, 2005. március 30.
14. Sugárvédelmi tevékenység a Paksi Atomerőműben 2004-ben (A Sugárvédelmi Osztály 2004-ről szóló jelentése), Paks, 2005. március hó (szerkesztő.: Bujtás Tibor)
15. Bujtás Tibor, Néneyi Árpád: Az üzemzavar helyreállításának sugárvédelmi kérdései, Fizikai Szemle, 2006/4, pp.: 119-122.
16. Tibor Bujtás, Árpád Néneyi, József Solymosi: Radiation Protection Aspects of The Accident Recovery, AARMS (reg. number.: 290/2006)
17. Bujtás Tibor: A sugárvédelmi tevékenység 2005-ben, http://www.atomeromu.hu/kornyezet/sugarvedelem_2006.htm, 2006. március 30.
18. Sugárvédelmi tevékenység a Paksi Atomerőműben 2005-ben (A Sugárvédelmi Osztály 2005-ről szóló jelentése), Paks, 2006. március hó (szerkesztő.: Bujtás Tibor)

19. HAKSER 2005, Készítették: Bujtás Tibor (PA Zrt), Nagy Zoltán (PA Zrt), Germán Endre (PA Zrt), Glavatszkih Nándor (OKK-OSSKI), Guzzi Judit (OKK-OSSKI), Hetényiné Pap Viktória (Bács-Kiskun M. ÁÉEA), Horváth Nikoletta (ÁNTSZ Tolna M. Int.), Kelemen Mária (ÁNTSZ Tolna M. Int.), Kerekes Andor (OKK-OSSKI), Rozmanitz Péter (ADV KVF), Tarján Sándor (OÉVI), Vancsura Péter (ADV KVF), Vilimi József (Tolna M. ÁÉEA), OKK-OSSKI, Budapest, 2006. július, www.osski.hu/sugeu/szammer/hakser.htm, 2006. szeptember 20.

B.) Konferencia előadások

20. Bujtás T.: Introducing an overall operative personal dosimetry at the Paks Nuclear Power Plant
7th IAEA Workshop of Health Physics Group
Dukovany, 2002. november 4 - november 7.
21. Bujtás T., Volent G.: Comparison of dose rates of wwer type units
7th IAEA Workshop of Health Physics Group
Dukovany, 2002. november 4 - november 7.
22. Bujtás T., Nényei Á.: Cleaning tank incident in Paks NPP
8th IAEA Workshop of Health Physics Group
Kozloduy, 2003. október 21 - október 24.
23. Bujtás T., Nényei Á.: The "hot-spot" handling at Paks NPP
8th IAEA Workshop of Health Physics Group
Kozloduy, 2003. október 21 - október 24.
24. Bujtás T., Nényei Á.: Radiation Protection Activity in NPP Paks in 2003
8th IAEA Workshop of Health Physics Group
Kozloduy, 2003. október 21 - október 24.
25. B. Kanyár, T. Bujtás, K. Eged, T. Katona, Á. Nényei: Individual dose dependency of the monetary value of averted dose: a proposal for the NPP Paks, CEEAN-meeting, IAEA Vienna, 1-5. March, 2004.
26. Bujtás T., Horváth E., Varjú B.: Belső sugárterhelés ellenőrzése a Paksi Atomerőműben, XXV. Sugárvédelmi Továbbképző Tanfolyam és III. Magyar Nukleáris Találkozó, Balatonkenese, 2000. május 30. – június 2.
27. Bujtás T., Metzger I. C. Szabó I., Volent G.: Dózistervezés, optimalizálás
XXVI. Sugárvédelmi Továbbképző Tanfolyam
Balatonkenese, 2001. május 2-május 5., pp.: 15.
28. Bujtás T.: Minőségbiztosítás megvalósítása a személyi dozimetriában, a kibocsátás- és környezetellenőrzésben
www.atomforum.hu/minoseg_anket.htm, 2002. március 05.
29. Bujtás T.: A 2. blokki üzemzavar sugárvédelmi szempontból
XXVIII. Sugárvédelmi Továbbképző Tanfolyam
Mátrafüred, 2003. május 6 - május 8.
30. Bujtás T., Daróczi L., Fülöp N., Glavatszkih N., dr. Kerekes A., Ranga T.: A Paksi Atomerőmű új kibocsátási korlátai
XXIX. Sugárvédelmi Továbbképző Tanfolyam
Balatonkenese, 2004. május 4 - május 6., pp.: 28.
31. Nényei Á., Bujtás T., C. Szabó I.: Radionuklidok mozgásának és dóziszárulékainak modellezése a paksi üzemzavar elhárítása során
XXIX. Sugárvédelmi Továbbképző Tanfolyam
Balatonkenese, 2004. május 4 - május 6., pp.: 32.

32. Bujtás T., C. Szabó I., Néneyei Á.: A Paksi Atomerőmű 2. blokki 1. számú akna helyreállításának sugárvédelmi kérdései
Magyar Nukleáris Társaság rendezvénye
Budapest, 2004. december 2-3., pp.: 16.
33. Bujtás T.: A PA Rt. sugárvédelmi helyzete, az üzemeltetéshez kapcsolódó monitoring ismertetése. A céltól a megvalósulásig tudományos konferencia
Magyar Tudományos Akadémia Pécsi Területi Bizottsága rendezvénye
Pécs, 2005. november 9-11.
34. Bujtás T., C. Szabó I., Néneyei Á.: A Paksi Atomerőmű 2. blokki 1. számú akna helyreállításának sugárvédelmi kérdései
XXX. Sugárvédelmi Továbbképző Tanfolyam
Keszthely, 2005. május 3-5., pp.: 38.
35. Bujtás T., Daróczy L., Germán E., Néneyei Á., Ranga T.: A PA Rt. kibocsátás- és környezetellenőrző rendszerének rekonstrukciója
XXX. Sugárvédelmi Továbbképző Tanfolyam
Keszthely, 2005. május 3-5., pp.: 40.
36. Tibor Bujtás, Árpád Néneyei: Radiation protection aspects of the incident recovery, Second European IRPA Congress on Radiation Protection, Book of abstract and full paper on enclosed CD, Paris, 2006., pp.: 169.
37. Ranga T., Józsa I., Végh G., Bujtás T.: Korróziós termék eloszlás mérése gamma-spektrometriai méréssel az 1. blokki üzemanyag kazettákban, Őszi Radiokémiai Napok, Mátraháza, 2005. október 12-14., pp.: 37.
38. Svingor É., Molnár M., Bujtás T., Ranga T., Germán E., Futó I.: A Paksi Atomerőmű légnemű kibocsátásainak hatása a környezeti levegő ¹⁴C és T aktivitására, XXXI. Sugárvédelmi Továbbképző Tanfolyam, Keszthely, 2006. május 9-11., pp.: 19.
39. Bujtás T., Bäumlér E., Zsille O., Csurgai J., Vincze Á., Solymosi J.: A 2. blokki 1. sz. akna falának szennyezettség mérése a dekontaminálás során, Őszi Radiokémiai Napok, Siófok, 2006. október 11-13., pp.: 43.
40. Bujtás T., C. Szabó I., dr. Néneyei Á.: A Paksi Atomerőmű 2. blokki 1. számú akna helyreállításának sugárvédelmi mérési eredményei, V. Nukleáris Technika Szimpózium, Paks, 2006. november 30-december 01., pp.: 29.
41. Bujtás T., Bäumlér E., Sarkadi A., Csurgai J.: Sugárszennyezettség-mérés felületi béta-szennyezettség-távadóval intenzív gamma-háttérben történő mérések során, V. Nukleáris Technika Szimpózium, Paks, 2006. november 30-december 01., pp.: 71.
42. Bujtás T., dr. Néneyei Á.: A sérült fűtőelem eltávolítás sugárvédelmi feladatai, Paksi Atomerőmű Zrt. Műszaki Alkotói Pályázat, 2006. november 28.

10. Köszönetnyilvánítás

Szeretnék köszönetet mondani Dr. Solymosi Józsefnek, aki a kutatási munkám során igen sok segítséget nyújtott, témavezetőként irányította kutatásaimat.

Külön köszönetet mondok dr. Nényei Árpádnak, aki a dolgozat készítésében Pakson hasznos tanácsokkal látott el.

Köszönet illeti továbbá a Zrínyi Miklós Nemzetvédelmi Egyetem és a Paksi Atomerőmű Zrt. dolgozóit, akik segítségemre voltak a dolgozat elkészítésében.

Budapest, 2007. március 05.

Bujtás Tibor