

7. A JAVASOLT VONATKOZTATÁSI CSOPORT MESTERSÉGES FORRÁSOKBÓL SZÁRMAZÓ SUGÁRTERHELÉSE

Amint arra az 1.1.2. pontban utaltunk, az IBSS [7-1] szerint a dózismegszorítás alkalmazásának két lényeges célja van:

- annak biztosítása, hogy a kritikus (vonatkoztatási) csoportnak az összes ellenőrzés alatt álló forrásból származó sugárterhelése ne haladja meg a dóziskorlátot, továbbá,
- a fenti feltétel a jövő generációk tagjaira is biztonsággal teljesüljön.

Ahhoz tehát, hogy e feltételeknek megfelelő dózismegszorítást javasolhassunk, fel kell mérni és összegezni kell a lakosság vonatkoztatási csoportját érő – összes mesterséges forrásból származó – jelenlegi és prognosztizálható sugárterhelését. (Az EüM R. e feltételeket úgy fogalmazza meg, hogy a dózismegszorítást a hatóság „a sugár-egészségügyi helyzet figyelembevételével” határozza meg.)

A következő pontokban áttekintjük mindazon meglévő, mesterséges sugárforrásokat, amelyek a vonatkoztatási csoport számottevő lakossági sugárterhelését eredményezhetik.

7.1. A javasolt vonatkoztatási csoportot érő, mesterséges forrásokból származó többlet-sugárterhelés

7.1.1. A paksi telephelyen jelenleg üzemelő blokkok okozta sugárterhelés, illetve annak jövőbeni alakulása

A blokkok légnemű és folyékony radioaktív kibocsátásaiból származó éves dózisok

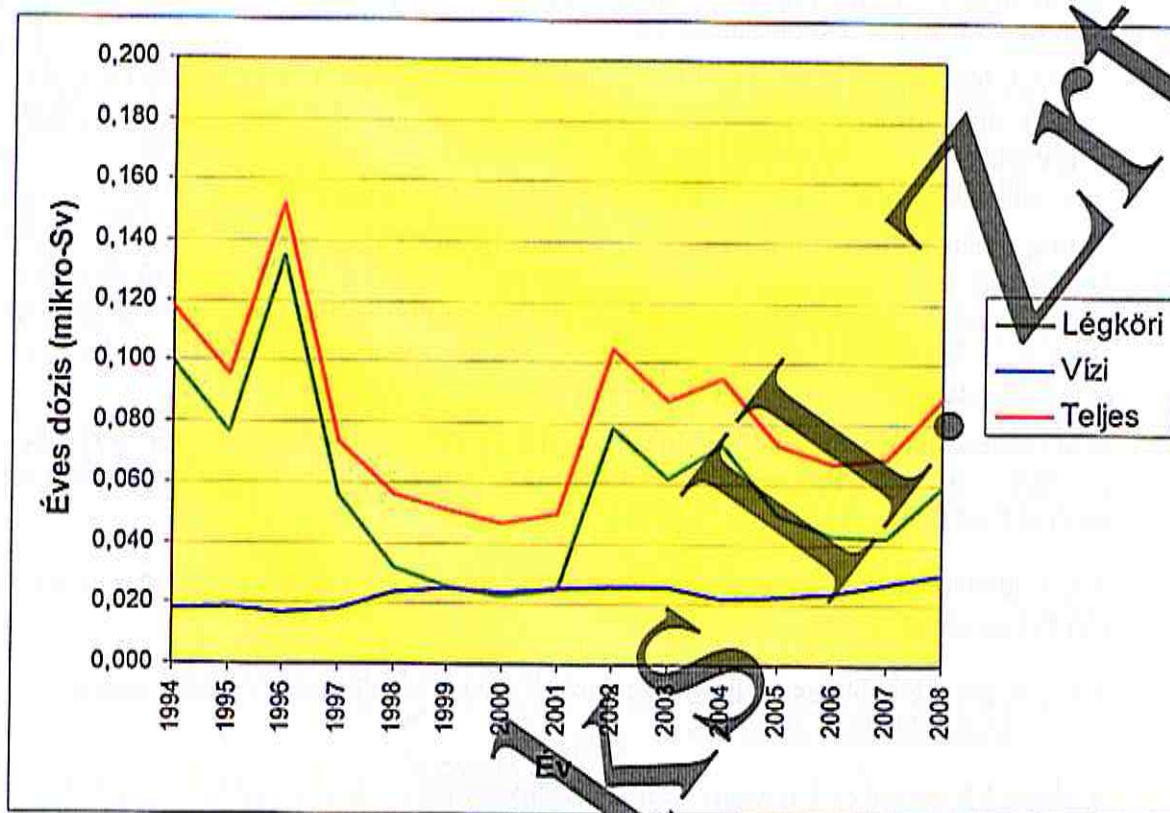
A jelenlegi négy blokkos kiépítés környezeti hatását alapvetően a lakosság vonatkoztatási csoportjának sugárterhelése jellemzi. Az erőmű légnemű és folyékony radioaktív kibocsátásaiból származó éves dózisok 1994-től – a 2003. évet az üzemzavari kibocsátások hatásaitól „megtisztítva” – a 0,05-0,150 μSv tartományban változtak [7-2]. A korábbi években alkalmazott számítási modellek és paraméterek lényegesen eltérőek voltak, így az azokkal történő összehasonlítás félrevezető lenne.

Mindez azt jelenti, hogy a lakosság normál üzemi kibocsátásokból származó éves sugárterhelése alig haladja meg a jelenleg érvényes dózismegszorítás egy ezrelékét, és a sugárterhelés nem mutat emelkedő tendenciát (7-1. ábra).

Valamivel nagyobb időintervallumban teszi lehetővé az összehasonlítást a kibocsátási határértékek kihasználásának vizsgálata. (A határérték-kihasználás az egyes radionuklidokra vonatkozó kibocsátások és kibocsátási határértékek hányadosainak összege.) Bár a nuklidspecifikus, új kibocsátási határértékeket az erőmű csak 2002-ben vezette be, a kibocsátási adatok ismeretében lehetőség van a korábbi évekkel történő összehasonlításra is. Az 1990-2007 közötti időintervallumra meghatározott kibocsátási-határérték-kihasználás alakulását vizsgálva megállapítható, hogy a légköri kibocsátások jelentősen, a vízi kibocsátások kevésbé változtak az elmúlt időszakban. A legfontosabb megállapítás, hogy összességében a kibocsátások csökkenő trendet mutattak, azaz a blokkok öregedését gondos üzemvitellel ez idáig ellensúlyozni lehetett [7-3].

Ezeket a csökkenő trendeket figyelembe véve elmondható, hogy mindenképpen konzervatív eredményre vezet, ha – jövőbeni értéként is – elfogadjuk az 1995-97-es

időszakra vonatkozó, villamosenergia-termelésre normált megfelelő adatokat (7-1. táblázat) [7-2].



7-1. ábra: A lakosság vonatkoztatási csoportjának a Paksi Atomerőmű kibocsátásaiból származó éves sugárterhelése 1994-2008 között

7-1. táblázat. A Paksi Atomerőmű jelenlegi blokkjainak a villamosenergia-termelésre normált kibocsátásainak prognosztizált értékei

Légnemű [TBq/(GW _e ·év)]					Folyékony [TBq/(GW _e ·év)]	
Nemesgáz	Aeroszol	Fi-3	C-14	I-131	H-3	Egyéb
63	0,0005	2,9	0,57	0,0002	12	0,0006

A jelenleg üzemelő blokkok esetében 2035-ig, lényegében a tervezett leállításig terjedő időszakra, a 7-1. táblázatban prognosztizált kibocsátások segítségével felső becslés adható a lakosság vonatkoztatási csoportjának éves, várható sugárterhelésére.

Feltételezve, hogy a meteorológia viszonyok, fogyasztási stb. adatok ilyen időskálán nem változnak jelentősen, az 1995-97-es évek átlagából a paksi 1-4. blokkok légnemű és folyékony radioaktív kibocsátásaitól származó sugárterhelés 2035-ig 0,11 $\mu\text{Sv}/\text{év}$ értékkel becsülhető.

A blokkok üzemeléséből adódó külső besugárzás

A normál üzemelés közben a Paksi Atomerőmű környezetében (szabad zónabeli telephely, védőzóna) a külső gamma-sugárzás a beépített folyamatos mérőrendszer adatai szerint, a háttérérték körül mozog. A megengedett $1 \mu\text{Sv/h}$ dózisteljesítmény adatai szerint, a háttérérték körül mozog. A megengedett $1 \mu\text{Sv/h}$ dózisteljesítmény szabad zónabeli gamma-sugárzás értéke 1300 m-re $<10^{-6} \mu\text{Sv/h}$ értékre csökken, ami éves szinten $<10 \text{ nSv}$ sugárterhelést jelent [7-4]. Így az atomerőmű – külső sugárzásból származó – hatása a Csámpán élőkre gyakorlatilag elhanyagolható.

Többször előfordul, hogy a telephelyen belül forrást, szennyezett tárgyakat, kiégett fűtőelemeket szállítanak. A számításoknál azt feltételeztük, hogy egy nagy aktivitású ^{60}Co forrással szennyezett tárgyat szállítanak szállítókonténerben, amelynek felszínén $100 \mu\text{Sv/h}$ gammadózis-teljesítmény mérhető. Az 1300 m-re élő csámpai lakossal ez $2,6 \cdot 10^{-4} \mu\text{Sv/h}$ dózisteljesítményt jelent. Ha a szállítás és a besugárzás 2 órát tart, akkor az ebből származó dózis $0,52 \text{ nSv}$ -t tesz ki. Ha évente 10 hasonló eset történik, úgy ez is az előzőhöz hasonlóan kis értéket, $5,2 \text{ nSv}$ dózist jelent [7-4].

A PAE VBJ szerint [7-5] az üzemelő reaktor aktív zónájából származó neutron-sugárzást a reaktorokat körülvevő ún. biológiai védelem megbízhatóan, mérésekkel ellenőrzött leárnýékolja, tehát a lakosság részére ez nem jelent számszerűsíthető sugárterhelést.

7.1.2. A KKÁT okozta sugárterhelés, illetve annak jövőbeni alakulása

Az atomerőmű reaktoraiból kikerülő kiégett fűtőelem-kazetták a blokkok pihentető medencéiben történő minimum 3 éves tárolás után átszállításra kerülnek a KKÁT-ba.

2010-ig bezárólag a KKÁT 16 tároló kamrája épült meg. Egy további négykamrás modul építése várhatóan 2011 végére fejeződik be. A vonatkoztatási csoport jövőbeni éves sugárterhelésének meghatározásához azonban a teljes kiépítés hatását kell vizsgálni.

A KKÁT érvényes létesítési engedélye szerinti a teljes kiépítése összesen 33 tároló kamra megépítését jelenti.

A KKÁT okozta sugárterhelés meghatározásánál a számításokban egy speciális, ún. kompozit forrás lett figyelembe véve. A kompozit forrás egy olyan elméleti forrást jelöl, amelynek a sugárzás szempontjából fontos jellemzői (kiégetési szint, neutron- és gamma spektrum), a blokkok üzemeltetésében megengedhető, eddig előfordult és a jövőben szóba jöhető üzemanyag kazetták jellemzői közül az adott jellemző maximális értéket veszi figyelembe, így módon a sugárforrás meghatározása szempontjából konzervatív megközelítést alkalmaz.

A KKÁT-ból származó, a lakossági vonatkoztatási csoport sugárterhelésének összetevői egyrészt a kiégett üzemanyag kazetták erőműi blokkok és a KKÁT épülete közötti szállításából és KKÁT-ban történő tárolásából, másrészt a KKÁT légnemű és folyékony környezeti kibocsátásaiból adódnak.

A vonatkoztatási csoport tagjainak éves sugárterhelése meghatározásánál az alábbi besugárzási útvonalak kell figyelembe venni:

- a kiégett üzemanyag kazettáknak az 1-4. blokkok és a KKÁT épülete közötti szállításának közvetlen és közvetett sugárzása,
- a KKÁT-ban tárolt kiégett üzemanyag közvetlen és közvetett sugárzása,

- a KKÁT légnemű környezeti kibocsátásai esetében a külső sugárterhelés, a talajfelszínre kiülepedett radioaktív anyagokból származó külső sugárterhelés, a légköri aktivitás belélegzéséből származó belső sugárterhelés, az élelmiszerekben abszorbeálódott radioaktivitás lenyeléséből származó belső sugárterhelés, valamint a talajfelszínre kiülepedett aktivitásnak a felszíni vizekbe jutott aktivitásból eredő belső sugárterhelés,
- a KKÁT folyékony környezeti kibocsátásai az atomerőmű rendszerén keresztül történnek, ezek figyelembe vétele az atomerőmű folyékony környezeti kibocsátásaihoz hasonlóan történik.

A légköri aktivitás kibocsátások hatásának kitett egyénekre vonatkozó dóziszárulékot a NAÜ SRS No. 19 dokumentuma [7-6] alapján határoztuk meg [7-7], az aktualizált meteorológiai és fogyasztási adatok figyelembevételével. Feltételeztük, hogy a fogyasztott élelmiszerek a KKÁT környezetéből, 150 m-es távolságból származnak. A számításokhoz a KKÁT éves normálüzemi kibocsátásait illetve az [7-8] anyagban meghatározott diszperziós együtthatókat vettük figyelembe.

A vonatkoztatási csoport éves sugárterhelése számításainál feltételeztük, hogy a csoport tagjainak tartózkodási távolsága 1300 m a teljes év során (Csámpa település).

A fenti feltételekkel elvégzett, a KKÁT teljes kiépítésére vonatkozó számítások alapján a vonatkoztatási csoport tagjainak éves sugárterhelésére összefoglalóan az alábbiak mondhatók.

A kiegészítő üzemanyag kazettáknak az 1-4. blokkok és a KKÁT épülete közötti, évi 500 kiegészítő kazetta szállításából, valamint a KKÁT épületében a kazetták kezelésének és tárolásának közvetlen és közvetett sugárzásából származó éves dózis a [7-9] dokumentumban részletezett számítások alapján $2,75 \mu\text{Sv}$. (Ebből az értékből a kiegészítő fűtőelemek KKÁT-ba történő átszállítására eső rész $7,6 \cdot 10^{-4} \mu\text{Sv}$.)

A légköri és folyékony kibocsátásokból származó dóziszárulékok a [7-9] dokumentumban részletezett számítások alapján a csoport 1 éves tagjára $0,35 \mu\text{Sv}$, felnőtt tagjára pedig $0,22 \mu\text{Sv}$.

Azaz, feltéve, hogy a meteorológiai viszonyokban, fogyasztási stb. adatokban nem következik be lényeges változás a vizsgált, 2035-ig terjedő időintervallumban, a vonatkoztatási csoport 1 éves tagjának éves dózisa $3,1 \mu\text{Sv}$, a felnőtt tagjának éves dózisa $3,0 \mu\text{Sv}$ értékkel becsülhető.

7.1.3. A kis- és közepes aktivitású radioaktív hulladék szállításából származó sugárterhelés

Az atomerőmű üzemelése során keletkező kis- és közepes aktivitású szilárd, illetve szilárdított radioaktív hulladékot az erőműben történő átmeneti tárolás után elszállítják a Bataapátiban létesített tárolóba, az NRHT-ba.

A szállítás közúton, az erre a célra kialakított speciális járművel történik. A jármű útvonala a 6. számú főúton, a lakosság vonatkoztatási csoportjának lakhelye, Csámpa település mellett vezet keresztül. A vonatkoztatási csoport éves sugárterhelésének meghatározásához ezért figyelembe kell venni a radioaktív hulladék-szállítás miatt keletkező éves dózisértékeket is.

A radioaktív hulladék zárt hordókba csomagolva, zárt rakterű járművön kerül kiszállításra, ezért a dózis meghatározásánál a jármű elhaladása során, a közvetlen besugárzáson kívül más besugárzási útvonalat nem kell figyelembe venni.

A [7-10] dokumentumban közölt adatok alapján a szállítójármű oldalától 2 m-re kialakuló dózisteljesítmény-értékeket átlagos és maximális dózisteljesítményű hordók esetén a 7-2. táblázat tartalmazza.

7-2. táblázat. Átlagos dózisteljesítmény értékek a szállítójármű oldalától 2 m-re

Hulladék típusa	Dózisteljesítmény (mSv/h)	
	átlagos	maximális
gyanta	4,05E-02	9,07E-01
szilárd	8,24E-04	1,89E-02
sűrítmény	5,26E-03	2,58E-01

A jármű elhaladásakor 60 km/h sebességet és 20 m-es út megtételéhez szükséges időt feltételezték. Eközben a járműtől származó dózisteljesítmény értékeit állandónak tekintették, és a 7-2. táblázatban közölt értékekkel vették figyelembe, ami konzervatív feltételezés.

A kiszállított szilárd/szilárdított radioaktív hulladékhordók átlagos dózisteljesítményűnek lettek feltételezve, mivel kizárható az az eset, hogy az éves teljes kiszállított mennyiség maximális, vagy ahhoz közeli dózisteljesítményű hordókból álljon. (Megjegyezzük, hogy a 2 mSv/h dózisteljesítmény feletti hordók külön árnyékolásban kerülnek elszállításra.)

A [7-11] szerint az éves kiszállított hordószám a jelenleg üzemelő 4 blokk esetén 2032-ig 850 hordó/év, 2033-2034-ben 550 hordó/év 2035-ben 300 hordó/év 2036-2037-ben 200 hordó/év. A számításoknál egységesen 850 hordó/év érték lett figyelembe véve.

A fenti feltételekkel az 1-4. blokkokra vonatkozóan a lakossági vonatkoztatási csoportnak az átlagos kis- és közepes aktivitású radioaktív hulladék szállításából származó éves dózisait 2035-ig a különböző esetekre a 7-3. táblázat tartalmazza.

7-3. táblázat. A lakossági vonatkoztatási csoportnak az átlagos kis- és közepes aktivitású radioaktív hulladék szállításából származó éves dózisai

Rakomány típusa	Éves dózis (μSv)
csak gyanta	7,30E-01
csak szilárd	1,48E-02
csak sűrítmény	9,47E-02
vegyes (10% gyanta, 60% szilárd, 30% sűrítmény)	1,10E-01

Látható, hogy abban a legkonzervatívabb, a valóságban elő nem forduló esetben, amikor a teljes éves kiszállított mennyiség gyantát tartalmazó hordókból áll, a lakossági vonatkoztatási csoportjának éves dózisa 0,73 μSv lenne.

A feltételezett reálisabb, „vegyes” rakomány esetén az éves dózisérték 0,11 μSv.

7.1.4. A felszabadított radioaktív hulladékok szállításából adódó sugárterhelés

Az atomerőműben keletkező, felszabadított szilárd radioaktív hulladékok az alábbi helyekre kerülhetnek elszállításra [7-4]:

- paksi kommunális hulladéklerakó
- bicskei hulladéklerakó
- győri hulladékégető
- fémhulladék feldolgozók.

Paksi kommunális hulladéklerakó

Évente körülbelül 400 m^3 olyan kommunális jellegű (pohár, egyszerű szemét) hulladék keletkezik az atomerőmű ellenőrzött zónájában, amely nem, vagy csak kis mértékben radioaktívan szennyezett. Így e hulladék – megfelelő feltételek mellett – felszabadítható és kiszállítható a paksi kommunális lerakóba. A kiszállításokat kis tehergépkocsival végzik, amely $\sim 3 \text{ m}^3$ mennyiséget szállít, s évente ~ 140 kiszállítást végeznek.

A külső sugárterhelést azon lakosra számították ki, aki az út mellett áll vagy közvetlen az út mellett lakik [7-4]. A felszabadítási hulladékokra vonatkozó kiindulási feltételeket a [7-13] dokumentumból vették.

A számításoknál feltételezték, hogy az egyes kiszállított hulladékok egyenletes eloszlásban, ugyanolyan aktivitást tartalmaznak. A külső gammadózis-teljesítményt 2 m-re és 10 m-re számolták ki. A számításnál feltételezték, hogy a külső besugárzásnak kitett személyt 2 percig (a kocsi elhaladási ideje) éri a külső sugárzás. Eszerint egyszeri szállításnál a külső sugárterhelés 2 m-re $3,9 \text{ nSv}$, míg 10 m-re $0,11 \text{ nSv}$. Ha minden szállításnál ugyanazon személy szenvedné el ezt a besugárzást, 10 m-es távolságban, akkor az éves kiszállítások során $15,9 \text{ nSv}$ külső sugárterhelést kapna. (Minden kiszállításra a 2 m-es távolság feltételezése irreálisan konzervatív becslést jelentene.)

Modellszámítások segítségével meghatározták a paksi kommunális hulladéktárolóba kiszállított és ott elhelyezett hulladékokkal kikerült radioaktív izotópoknak a környezet közegeibe történő transzportjából származó lakossági belső sugárterhelést [7-12]. A lerakótól mintegy 500 m-re levő vízkivételi helynél számolták a talajvízben megjelenő radioizotópok aktivitáskoncentrációját. A vízkivételi hely viszonylag nagy távolsága és a talajvíz kis áramlási sebessége miatt a szennyezett talajvíz kb. 45 év múlva jelenik meg a kútban. A kút vizében ekkor maximális a koncentráció, majd ezt követően folyamatosan esökken. (Megjegyzendő, hogy az alkalmazott modellben eltekintettek a talajvíz áramlási irányával megegyező irányú diffúziós folyamatoktól – ezeknek köszönhetően a szennyeződések valószínűleg már valamivel hamarabb megjelennek a kút vizében.)

A számítási eredmények szerint a talajvíz szennyeződése következtében a lakosságot érő belső sugárterhelés értéke $1,6 \text{ nSv}$.

Bicskei hulladéklerakó

Az atomerőműben elhasznált hőszigetelő paplanok és védőfelszerelések nagy része szintén felszabadítható, amelyet a bicskei hulladéklerakóba szállítanak.

A szállításból eredő sugárterhelés becslését az előző ponthoz hasonlóan végezték [7-4]. Az eredmények szerint a 2 m-re álló személy dózisa 2 perces besugárzás esetén

8,5 nSv, míg 10 m-re 0,29 nSv nagyságú. Az évente 3 alkalmi szállítás során így egy évben a 10 m-re tartózkodó, ugyanazon egyén összesen 0,86 nSv sugárterhelést kap.

Győri hulladékégető

Az elhasznált gyantát, selejtezett vegyszereket, festékes göngyölegeket, fáradt olajat és elektronikai hulladékokat felszabadítás után a győri égetőbe szállítják. A számításokat az előzőekhez hasonlóan végezték el [7-4]. Az eredmények szerint a 2 m-re álló személy 2 perc alatt 1,53 nSv, míg 10 m-re 0,05 nSv dózist kap. Így módon az évi kétszeri szállításból egy 10 m-re lévő személy éves sugárterhelése 0,1 nSv.

Fémhulladékok szállítása

Az atomerőműben a karbantartások és javítások során igen nagy mennyiségben keletkezik felszabadítható fémhulladék. Ezek között található alumínium-, vas-, ólom- és kábel (réz-) hulladék. A fémeket különböző feldolgozóba viszik. A számítási eredmények szerint a 2 m-re tartózkodó egyén 0,48 nSv, míg 10 m-re tartózkodó 0,017 nSv dózist kap [7-4]. Az évi nyolc szállítás ugyanazon személynek 10 m-es tartózkodásnál 0,14 nSv éves sugárterhelést jelent.

7.1.5. A kijelölt lakossági vonatkoztatási csoport orvosi alkalmazásokból származó, nem páciensként kapott sugárterhelése

Az EüM R. szerint „A lakosság tagjainak mesterséges forrásokból származó, külső és belső sugárterhelésének összege – az orvosi diagnosztikai és terápiás beavatkozással, a nem foglalkozásszerű betegápolással, az orvosi kutatásban való önkéntes részvétellel járó sugárterhelésen kívül – nem haladhatja meg az évi 1 mSv effektív dóziskorlátot”. Nemzetközi ajánlások szerint az orvosi diagnosztikai vizsgálaton vagy terápiás kezelésen átesett beteg családtagjának sugárterhelésére a fenti korláton kívüli dózismegszorítást kell meghatározni.

Az Európai Bizottság ajánlása [7-13] szerint a ^{131}I izotóppal végzett kezelésnél a családtagokra vonatkozó dózismegszorítások:

- gyermekekre (a magzatokkal együtt) 1 mSv,
- 60 év alatti felnőttekre 3 mSv,
- 60 éves és ennél idősebb felnőttekre 15 mSv.

Az előbbi – betegként, családtagként, illetve önkéntesként kapott – potenciális sugárterheléseket tehát a vonatkoztatási csoportnál sem kell figyelembe venni. A népesség fentiekén kívül többi tagját – tehát ilyen összefüggésben a vonatkoztatási csoport tagjait is – ezen orvosi alkalmazásokból érő sugárterhelésre azonban már a hazai szabályozásban is megjelenő 1 mSv éves dóziskorlát érvényes.

Hazánkban is egyre elterjedtebb a pajzsmirigy-túlműködés ^{131}I izotóppal történő ambuláns kezelése. A ^{131}I alkalmazása a pajzsmirigyrák kezelésénél általában a pajzsmirigy és a környező szövetek sebészi eltávolítását követi. Tekintettel arra, hogy az eljárás során sokkal nagyobbak az aktivitások, ezt a beavatkozást ambulánsan nem végzik.

Az egy kezelés során beadott aktivitás mindkét esetben jelentős, a pajzsmirigy-túlműködésnél 550 MBq-ig, a pajzsmirigyráknál 3700 MBq-ig terjedhet. Az éves kezelések száma 2000 körülire, illetve több mint 500-ra becsülhető [7-14]. A betegek kibocsáthatóságára irányadó dózisteljesítmény-szinteket állapítottak meg. Ezen

szintek alapján, az elbocsátás időpontjában feltételezhető maradék aktivitás a pajzsmirigy-túlműködésnél konzervatív módon a beadott aktivitásnak vehető (itt ezen aktivitás limitálásával biztosítják a dózisszintek betartását); míg a pajzsmirigyráknál 380 MBq körülnek.

A betegeknek beadott radiojód legnagyobb része a szervezetből kiürül, és a csatornahálózaton keresztül a felszíni vizekbe kerül. A felszíni vizekben, majd a táplálékláncban történő terjedéssel a radiojód a lakosság külső és belső sugárterhelését okozhatja. A számításoknál a nukleáris létesítményekből történő radioaktív kibocsátások leírására kidolgozott modellt és programot használtuk az alábbi kiinduló feltételek mellett:

- a Duna Paks feletti régiójában évente a pajzsmirigy-túlműködés országos kezeléseinek negyede, azaz 500 történik, az összes beadott (és kiürített) aktivitás kerekén 180 GBq,
- a pajzsmirigyrák kezelések száma 450 (az Onkológiai Intézet betegszáma alapján becsült adat), 1460 GBq beadott és 170 GBq ellenőrizetlen körülmények között kiürítettnek feltételezett aktivitással [7-15],
 - a csatornahálózaton keresztül a bekerülő aktivitások fele kezeletlenül, késlekedés nélkül a Dunába jut, míg a másik felénél 3 napos kezelési időt feltételeztünk,
 - a Duna-vízzel történő terjedés átlagos ideje (Budapest-Paks távolság) 1,8 nap; a teljes elkeveredéshez képest 1,5-ös korrekciós tényezőt alkalmaztunk,
 - a Duna-víznek a receptor pontnál történő megjelenése és a felhasználás között eltelt időt 3 napnak feltételeztük.

A számítások eredményét a gerjenni kritikus csoportra (1 évesek) és a felnőttekre a 7-4. táblázat tartalmazza.

7-4. táblázat. A ^{131}I izotóp terápia alkalmazásából a gerjenni lakosságot érő sugárterhelés ($\mu\text{Sv}/\text{év}$)

1 évesek			Felnőttek		
Külső	Belső	Összesen	Külső	Belső	Összesen
< 0,001	0,58	0,58	< 0,001	0,11	0,11

Látható, hogy a sugárterhelés a kritikus lakossági csoportra $1 \mu\text{Sv}/\text{év}$ alatt marad.

7.1.6. Egyéb mesterséges forrásokból származó sugárterhelés

Napjainkban terjedőben van a röntgen berendezések biztonsági célból történő használata, pl. repülőtereken. EU bizottsági állásfoglalás szerint közös európai megközelítés szükséges, és használatuk csak megalapozott indokolási folyamaton alapuló döntés eredménye lehet, bár a várható dózisok nagyon kicsik [7-16]. Az EU állásfoglalása szerint általános célokra csak a visszaszórásos elven működő készülékek használhatóak, mivel az áthatoló sugárzással történő képalkotást alkalmazó készülékeknél a sugárterhelés jóval nagyobb.

A National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP) sugárvédelmi ajánlása [7-17] szerint az általános ellenőrzési célokat szolgáló eszközök által okozott sugárterhelés $0,1 \mu\text{Sv}/\text{képalkotás}$ alatt tartható, és ebben az esetben nem szükséges sem a vizsgált személyek, sem a személyenkénti éves vizsgálatok számát korlátozni.

A speciális – pl. csempészség esetén végzett egyedi ellenőrzés célját szolgáló – berendezéseknél a sugárterhelés $10 \mu\text{Sv}/\text{átvilágítás}$ értékénél nem lehet nagyobb.

A fentiek alapján évi 10 általános célú ellenőrzés esetén a lakosság tagjának sugárterhelése $1 \mu\text{Sv}$ alatt marad, de még évi 100 ellenőrzés esetén sem haladja meg a sugárterhelés a $10 \mu\text{Sv}$ értéket.

7.2. A lakosság sugár-egészségügyi helyzetének jellemzése

A 7.1. pontban ismertetett, a lakosság vonatkoztatási csoportjának a meglévő mesterséges forrásokból származó sugárterheléseinek összegzését a 7.-5. táblázat tartalmazza.

7-5. táblázat. A vonatkoztatási csoport mesterséges forrásokból származó sugárterheléseinek összegzése

Pont	Forrás	Éves dózis ($\mu\text{Sv}/\text{év}$)	
		1 évesek	felnőttek
7.1.1.	1-4. blokk: légnemű és folyékony radioaktív kibocsátás	0,11	
7.1.1.	1-4. blokk: külső gamma sugárzás	$<10^{-2}$	
7.1.1.	1-4. blokk: telephelyen belüli szállítás	$<10^{-2}$	
	1-4. blokk összesen	0,13	
7.1.2.	KKÁT fűtőelem tárolás és manipuláció	2,75	
7.1.2.	KKÁT légnemű és folyékony radioaktív kibocsátás	0,35	0,22
	KKÁT összesen	3,1	3,0
7.1.3.	Kis- és közepes aktivitású radioaktív hulladék szállítása	0,11	
7.1.4.	Felszabadított radioaktív hulladékok szállítása	0,017	
7.1.4.	Kommunális hulladéklerakó miatti talajvíz szennyezéséből	$<10^{-2}$	
7.1.5.	^{131}I radioizotóp terápiás felhasználásából	0,58	0,11
7.1.6.	Biztonsági ellenőrzések (10/év)	1,0	1,0
	Összesen	4,9	4,2

A fentiekben meghatározott, összegzett érték mellett figyelembe kell venni az új blokkok esetlegesen paksi telephelyen létesített, kiégett fűtőelemek átmeneti tárolóját is. Az új blokkok létesítésének jelen, előkészítési fázisában nem határozható meg egyértelműen, hogy az üzemvitel során keletkező kiégett fűtőelemek átmeneti tárolása szükséges-e, illetve mikor és milyen technológiával kívánják azt biztosítani. Elvileg olyan megoldás sem zárható ki, hogy a fűtőelemek lízing konstrukcióban történő biztosítása mellett átmeneti tároló létesítésére esetlegesen nem is lenne szükség.

Igaz, egy ilyen megoldás még csak jövőbeni lehetőségnek tekinthető, hiszen a paksi atomerőmű kiégett üzemanyagának eddigi elhelyezési gyakorlata ennek pont az ellenkezőjét mutatta. A PAE 1-4 blokk létesítésének időszakában nem terveztek külső átmeneti tárolót, mivel a reaktorok melletti pihentető medencék kapacitását úgy határozták meg, hogy az összhangban legyen a szállító által szerződésben vállalt kiégett fűtőelem visszaszállítási kötelezettség teljesítésével. A 90-es években azonban

kiderült, hogy a visszaszállítások felfüggesztése miatt szükség van az átmeneti tároló megépítésére.

A nukleáris energetika egyre szélesebb körű és elterjedtebb alkalmazása egyre inkább kikényszeríti az olyan megoldások kidolgozását, amely a PAE esetével ellentétben nem hagyja magára az üzemeltetőt a kiégett fűtőelemek kezelésének és elhelyezésének problémájával.

A paksi telephely összesített dózisának becsléséhez azzal a konzervatív feltételezéssel élünk, hogy az új blokkokhoz egy, a KKÁT-tól különálló átmeneti tároló tartozik. Az új blokkok kazetta méreteiből adódóan a KKÁT jelenlegi tároló méretei nem teszik lehetővé az üzemelő átmeneti tároló figyelembevételét.

Annak ellenére, hogy a KKÁT adja a mesterséges forrásból származó sugárterhelés meghatározó részét, több mint 50%-át, a KKÁT, mint száraz kamrás átmeneti tárolási technológia elvileg a kisebb dóziszárulékú átmeneti tároló létesítmények kategóriájába tartozik. Például a jelenlegi gyakorlatban elsősorban kedvező költségei miatt elterjedt beton konténeres tárolók dóziszáruléka általában magasabb a KKÁT-hoz tartozó értékhez viszonyítva. Ez azonban tervezési technológia megoldásokkal vagy szélsőséges esetben más átmeneti tárolási technológia alkalmazásával korlátozható.

Ezek alapján nem tévedünk, ha az új blokkokhoz esetlegesen szükséges átmeneti tároló létesítmény járulékát a KKÁT járulékával ($3,1 \mu\text{Sv}/\text{év}$) azonos értékkel becsüljük.

Mindezek alapján a vonatkoztatási csoport - jelenlegi és várható - mesterséges forrásokból származó sugárterheléseinek összege konzervatívan $(4,9+3,1) = 8 \mu\text{Sv}/\text{év}$ értékűnek becsülhető.

Ezt az értéket a konzervatív meghatározások alapján úgy is tekinthetjük, mint amelyben már figyelembe vettünk olyan, jelenleg esetlegesen előre nem látható forrást is, amely érdemi hozzájárulást eredményezhetne a mesterséges források összességéhez. Az előre nem látható források esetéből a domináns átmeneti tárolót és az atomerőművet kihagyhatjuk, hiszen újabb bővítéssel a jelenlegi blokkok üzemidejét figyelembe véve nagy valószínűséggel nem kell számolni, és így újabb átmeneti tárolóval sem. Az egyéb figyelembe vett mesterséges források maximális értéke $1 \mu\text{Sv}/\text{év}$ (lásd a 7.5 táblázatban), átlagos értéke pedig ennél is alacsonyabb.

7.3. Összefoglaló értékelés

A 7.2 pontban meghatározott, összegzett értékekből látható, hogy a lakosság javasolt vonatkoztatási csoportjának a jelenleg meglévő, és a jövőben esetleg várható mesterséges forrásokból származó éves sugárterhelése – az új blokkok nélkül – $8 \mu\text{Sv}/\text{év}$ értékűnek becsülhető. Ez a lakossági dóziskorlát 1%-át sem éri el.

8. A DÓZISMEGSZORÍTÁS ÉS A HATÁSMINŐSÍTÉS DÓZISÉRTÉKEINEK VISZONYA

A környezeti hatásvizsgálat általános szabályait a környezet védelméről szóló 1995. évi LIII. törvény (Ktv.), valamint az annak végrehajtására kiadott, a környezeti hatásvizsgálati és az egységes környezethasználati engedélyezési eljárásról szóló 314/2005. (XII.25.) Korm. rendelet tartalmazza. A környezeti hatásvizsgálat során alkalmazandó radiológiai hatásminősítés módjára, a fenti általános szabályozásokon túlmenő, konkrét részleteire szakterületi jogszabály jelenleg nincsen.

A paksi telephelyen üzemelő nukleáris létesítmények (Paksi Atomerőmű 1-4. blokk, Kiegészítő Kazetták Átmeneti Tárolója) eddigi két környezetvédelmi engedélyezése során (KKÁT létesítés, PAE 1-4. blokk üzemidő-hosszabbítás) az érintett környezetvédelmi és sugár-egészségügyi hatóságok előzetes iránymutatást adtak a kérelmező részére a radiológiai hatásminősítésben alkalmazandó munkaértékekről (KKÁT: [8-1]; PAE: [8-2], [8-3], [8-4]).

Az iránymutatásokban a beruházások környezeti hatásvizsgálatának általános tartalmáról és módszertanáról szóló MI-13-45-1990. számú műszaki irányelv [8-5] hatásminősítési kategóriáit vették alapul. Az ezekhez tartozó munkaértékeket a lakossági dózisra állapították meg, tekintettel arra, hogy mind a nemzetközi ajánlásokban, mind az azokra épülő hazai sugárvédelmi korlátozásban a környezeti hatás tekintetében is mindmáig ez az alaplmenység.

Az iránymutatások összeállításakor mindkét hatóság a hatályos környezetvédelmi és sugárvédelmi jogszabályokból kiindulva, a jogszabályokban nem szabályozott részletek kérdése, valamint értelmezések tekintetében adott iránymutatást, felhasználva ehhez az idézett műszaki irányelvet is.

Az új blokkok létesítése kapcsán érdemes a fenti két létesítményre adott iránymutatást áttekinteni. Egyrészt azért, mert a bővítés a fenti két létesítmény környezetében történik majd, így hatásaikat a bővítés során figyelembe kell venni. Másrészt, mert az iránymutatások kiadása óta a radiológiai hatásminősítés jogszabályi helyzete érdemében nem változott, tehát a bővítés kapcsán – ha ez ellen szakmai indokok nem szólnának – hasonló hatásminősítési megközelítésre lehetne számítani.

Az idézett iránymutatásokat áttekintve megállapítható, hogy a hatásminősítési kategóriák munkaértékei alapvetően azonos elvek alapján, ám a számszerű értékeket tekintve nem igazán következetesen kerültek kialakításra.

8.1. A környezeti hatásminősítés dózisértékei

A környezetre gyakorolt hatás a Ktv. 4.§ 2., 6., 19., pontja értelmében, a környezetben (annak elemeiben, ill. rendszereiben) jelentkező környezetterhelés (anyag- vagy energia kibocsátása a környezetbe), illetőleg a környezet igénybevétele következtében bekövetkező változás.

E megfogalmazás értelmében nem kétséges, hogy egy nukleáris létesítmény hatással van a környezetre, illetve a lakosságra is. E hatás jellemzésére ugyan elvileg alkalmas a lakosság sugárterhelésének mértéke, a gyakorlatban mégis problémát jelentett a két, alapvetően más megközelítéssel felépített rendszer (sugárvédelem és környezeti hatásminősítés) összehangolása. Úgy tűnik, a fő nehézséget a semleges és elviselhető hatás elválasztása jelentette. A sugárvédelmi szabályozás konzervatív alapelve (LNT-modell) szerint bármilyen kis járulékos sugárterhelés az egészségkárosodás

kockázatának emelkedésével jár, még akkor is, ha jelentős dózistartományban ez a hatás kimutathatatlanul kicsi.

A „kimutathatatlanul kicsi” hatáshoz tartozó dózis értéke – epidemiológiai megközelítésben – számos tényező függvénye (pl. az érintett lakosság morbiditási és mortalitási alapadatai, a populáció mérete), ezért általános érvényességgel nem adható meg. A sugárvédelmi megközelítés kétirányú lehet, ezt az eddigi gyakorlat ismertetésekor szemléltetjük.

8.1.1 Semleges hatás

A hatás semleges, ha az eredeti és az új környezeti állapot között nincs minősíthető (kimutatható) változás [8-5].

Az iránymutatások két paraméter felől közelítették meg a semleges hatást:

- egyrészt semleges a hatás, ha a tevékenységtől származó sugárterhelés kisebb, mint a természetes háttér sugárzásból eredő sugárterhelés ingadozása,
- másrészt semleges a hatás, ha a tevékenységtől (létesítménytől) származó sugárterhelés kisebb, mint a tevékenységre (létesítményre) vonatkozó dózismegszorítás értéke.

A KKÁT-ra vonatkozó iránymutatás a háttér ingadozására $100 \mu\text{Sv/év}$ körüli értéket vett figyelembe [1], a paksi telephelyre pedig együttesen feltételezett $100 \mu\text{Sv/év}$ dózismegszorítás-értéket. (A PAE és a KKÁT közötti $90 \mu\text{Sv/év}$, ill. $10 \mu\text{Sv/év}$ dózismegszorítás-felosztás csak több évvel később történt.) A KKÁT-ra vonatkozó iránymutatás a fenti $100 \mu\text{Sv/év}$ értékeknél biztonsággal kisebb, $50 \mu\text{Sv/év}$ értékben határozta meg a semleges hatás felső értékét.

A PAE üzemidő-hosszabbításra vonatkozó iránymutatás már a PAE-re vonatkozó $90 \mu\text{Sv/év}$ dózismegszorítást vette figyelembe és ezt adta meg a semleges hatás felső értékeként [2-4]. Az üzemidő-hosszabbításra kiadott környezetvédelmi engedély (első fokú határozat, [8-6]) indokolásában a környezetvédelmi hatóság megállapította, hogy ez az érték kisebb a természetes háttér sugárzás ingadozásánál is.

8.1.2 Elviselhető hatás

A hatás elviselhető, ha a környezeti változás kimutatható, de minőségileg az eredeti helyzet jellemző marad [8-5].

Az elviselhető hatás felső értékének megállapításához mindkét iránymutatás a lakossági dóziskorlátból indult ki. Ez ugyanis az a dózisérték, amelyet a lakosság tagjainak mesterséges forrásból származó sugárterhelése nem haladhat meg.

A KKÁT-ra vonatkozó iránymutatás a dóziskorlát értékénél biztonsággal kisebb, $500 \mu\text{Sv/év}$ értéket adott meg az elviselhető hatás felső értékére.

A PAE üzemidő-hosszabbításra vonatkozó iránymutatás az elviselhető hatás felső értékére magát a dóziskorlát értéket adta meg: 1 mSv/év .

8.1.3 Terhelő hatás

A hatás terhelő, ha a káros (hátrányos) változások normaszintet meghaladóak [8-5].

A terhelő hatás felső értékeként mindkét iránymutatás azt a dózis értéket adta meg, amelynél üzemzavar, baleset során valamilyen védelmi intézkedést kell tenni (pl. elzárkóztatás). A terhelő hatások a normál üzemi dóziskorlátnál nagyobb

sugárterhelést jelentenek; ilyen sugárterhelés normál üzemben nyilvánvalóan nem, csak üzemzavari helyzetben fordulhat elő.

A KKÁT-ra vonatkozó iránymutatás a terhelő hatás felső értékére 5 mSv/esemény dózisértéket adott meg, mert az akkor hatályos szabályozás (MSZ 62/1-1989) alapján ez volt az a legkisebb dózisérték, amelynél üzemzavar során valamilyen védelmi intézkedést kell tenni (elzárkóztatás).

A PAE üzemidő-hosszabbításra vonatkozó iránymutatás a terhelő hatás felső értékére 10 mSv/esemény dózis értéket adott meg, mert az EüM R. rendelet szerint ez az a legkisebb dózis érték, amelynél üzemzavar során valamilyen védelmi intézkedést kell tenni (elzárkóztatás).

8.1.4 Károsító hatás

A hatás károsító, ha a bekövetkezett változások emberi beavatkozás nélkül nem szűnnek meg [8-5].

Ezek tulajdonképpen a terhelő hatásokat meghaladó mértékű hatások. Ilyenek normál üzemben nem, csak üzemzavari, illetve baleseti helyzetben fordulhatnak elő. (A hatásvizsgálatban ezek közül csak a tervezési alapba tartozó eseményeket – a tervezési üzemzavarokat – veszik figyelembe.)

8.2. A hatásminősítési értékek értékelése az új blokkok szempontjából

Az iránymutatások kiadása óta a radiológiai hatásminősítés jogszabályi helyzete érdemben nem változott. Ebből adódik, hogy a bővítés kapcsán – ha ez ellen szakmai indokok nem szólnának – hasonló hatásminősítési megközelítésre lehetne számítani.

Az egyes hatásminősítési kategóriákhoz rendelt dózisértékek jórészt jogszabályból származnak (lakossági dóziskorlát, legkisebb beavatkozási dózisszint – EüM R.). Mivel ez a jogszabály változatlanul hatályos, a hatásminősítéshez felhasznált fenti dózisértékek is változatlanul alkalmazhatónak tekinthetők.

A 8.1. pont elején elmondottak értelmében megfontolás tárgyát képezheti azonban a semleges hatás minősítésére alkalmazott dózisérték.

A dózismegszorítás – elvi és gyakorlati szempontokból is – erre elvileg kevésbé látszik alkalmasnak. A dózismegszorítás optimalizációs funkciója mellett a dóziskorlát betarthatóságát is biztosítja azáltal, hogy a dóziskorlátnál kisebb dózisokat határoz meg az egyes forrásokra (létesítményekre, tevékenységekre). Értéke – az eddigi gyakorlat alapján, nem feltétlenül indokolt módon – eltérő az egyes létesítményekre: a PAE és a KKÁT dózismegszorítás értéke között közel 1 nagyságrend különbség van. Ez azt eredményezi, hogy amennyiben hatásminősítési munkaértékként a dózismegszorítást használjuk, akkor ugyanarra a környezetre gyakorolt semleges hatás egyszer 90 μ Sv/év dózisértékhez, másszor ennél közel 1 nagyságrenddel kisebb, 10 μ Sv/év dózisértékhez kötjük. (Hasonlóan nem lenne szerencsés a "telephelyi" dózismegszorítás alkalmazása, mert ez fogalmilag helytelen.)

Feltételezhető azonban, hogy ha nem születik jogi szabályozás a radioaktív hatásminősítés kérdésében, akkor az illetékes hatóságok a legutóbbi, azaz a PAE üzemidő-hosszabbítás során követett megfontolásokat fogják alkalmazni az új atomerőmű engedélyezése során is. Kivéve, ha a környezetvédelmi engedélyezéshez kapcsolódóan az engedélyes nem tesz a hatóságok részéről is elfogadható, a jelenlegitől eltérő javaslatot.

9. A LAKOSSÁGI DÓZISMEGSZORÍTÁS JAVASOLT ÉRTÉKE

A dózismegszorítás javasolt értékének megadása előtt összefoglaljuk az elvégzett elemzések eredményeit, megállapításait. Ennek azért is van jelentősége, mert ezek összefoglalásával világossá válik, hogy olyan dózismegszorítási értéket nehezen lehetne meghatározni, amely mind a hatályos előírások, mind az azok alapján más létesítményekre származtatott értékek meghatározási logikájával teljesen szinkronban van. Mindez természetesen nem jelenti azt, hogy ne lehetne az új blokkokra megfelelő dózismegszorítási értéket javasolni, pusztán csak annyit, hogy a konkrét érték meghatározását nemcsak egyféle módon lehet megtenni.

9.1. A jogszabályi előírások felülvizsgálatának eredményei

Az új blokkokra vonatkozó dózismegszorítás meghatározásának megalapozásához elsőként áttekintettük a dózismegszorításra vonatkozó hazai szabályozási előírásokat. Ennek részeként megállapítottuk, hogy az adott terület szabályozási háttere rendkívül szűkszavú, részben eljárási, részben szakmai kérdések részletes szabályozásának hiányával terhelt. Mindezek mellett két lényeges dolgot kell kiemelni a jogszabályban szereplő előírásból. Az egyik, hogy a dózismegszorítás előírását forráshoz és nem telephelyhez kötik. A másik lényeges szempont, hogy előírják a sugár-egészségügyi helyzet figyelembevételét. Ezen két szempont kiemelésének elsősorban azért van jelentősége, mert ezekkel indokolható a jogszabályi követelmények korábbi alkalmazási gyakorlatától való részleges eltérés, lásd a következő pontban.

9.2. A dózismegszorítás eddigi meghatározási gyakorlatának áttekintése

Elvégeztük a dózismegszorítást meghatározó gyakorlat áttekintését az eddig a hatóság által kiadott döntések és az azokat megalapozó anyagok áttekintésével. Megállapítottuk, hogy a szabályozási gyakorlat több esetben is túlzottan eltért az „azonos telephely – egy dózismegszorítás – több létesítmény közötti felosztás” logikai lánc által meghatározott irányba. Ez persze abból is következett, hogy pl. a PA Zrt. telephelyén, a PA Zrt. mint az erőmű engedélyese és üzemeltetője volt a KKÁT létesítési időszakában a KKÁT tulajdonosa és engedélyese is. Így részben érthető, hogy a dózismegszorítás két létesítményre történő közös meghatározása a későbbi felosztás során, az eredeti érték megosztásával történt meg. Figyelembe kell azonban venni, hogy a telephelyenkénti megközelítés nincs összhangban a dózismegszorítás, mint a személyi dózis forrás vonatkozású szigorításával.

Az eddig meghatározott dózisértékek $10 \mu\text{Sv}$ (KKÁT) – $300 \mu\text{Sv}$ (uránbánya rekultiváció) tartományban mozognak. Az egyes létesítménytípusú eltérések nem szakmai, hanem inkább az eljárás időszakában követett gyakorlatból és választott megoldásokból erednek. Így pusztán az adott létesítménytípusok és az azokkal kapcsolatosan meghatározott dózisértékek között szakmailag nem indokolható különbségek is mutatkoznak. (Például KKÁT-ra meghatározott dózismegszorítás ötször kisebb a BME NTI Oktató Reaktorra, vagy tízszer kisebb a radioaktív hulladék-tárolókra megállapított dózismegszorításnál.)

Azt is tényként rögzítettük, hogy az eddigi gyakorlat szerint a sugár-egészségügyi helyzet figyelembevétele az esetek többségében az addigi üzemeltetési tapasztalatokra vagy a tervezett működésre alapozott lakossági sugárterheléssel való összevetésre korlátozódott, és nem a sugár-egészségügyi helyzet valós értékelését jelentette.

9.3. A nemzetközi ajánlások és alkalmazott dózismegszorítások áttekintése

Elvégeztük a vonatkozó nemzetközi ajánlások és a dózismegszorítás alkalmazási gyakorlat áttekintését is több ország példája alapján.

A nemzetközi ajánlások legfontosabb elemének a dózismegszorítás forrásközpontúságát, vagy másképpen forráshoz rendelését emeljük ki. A dózismegszorítás nemzetközi alkalmazási gyakorlatának áttekintése azt mutatta, hogy a dóziskorlát tekintetében szinte minden vizsgált országban azonos a lakossági dóziskorlát értéke (1 mSv). Ezzel szemben a dózismegszorítás tekintetében már nem lehet egységes gyakorlatról beszélni. Leggyakrabban a 0,25-0,3 mSv nagyságú dózismegszorítás fordul elő.

9.4. A lehetséges blokk típusok dóziszjárulékainak elemzése

Annak érdekében, hogy összevethessük az új blokkok lehetséges típusaitól származó dóziszjárulék értékét a dózismegszorítás értékével, valamint a dózismegszorítás értékéhez szorosan kapcsolódó vonatkoztatási csoport kijelölhető legyen, elvégeztük a Lévai projekt keretében számításba jövő, öt lehetséges reaktortípus előzetes vizsgálatát is.

Részből a vizsgálatok jellege, részint a rendelkezésre álló korlátozott adatok miatt azt a megoldást választottuk, hogy a figyelembe vehető blokk típusok közül a legkonzervatívabb sugárterhelés-eredményt adó esetre végeztük el a részletes terjedés-számításokat.

A vizsgálatok jellege alatt azt értjük, hogy jelen fázisban nem a létesítmény tervezési kibocsátásainak meghatározása volt a feladat. A számítások a vonatkoztatási csoport kijelölését és annak értékelését célozták, hogy a meghatározandó dózismegszorítás hányad részét teszi vagy teheti ki a létesítmény kibocsátása és a közvetlen és szórt sugárzása.

Az egyes típusokra rendelkezésre adatok korlátozott volta is érthető a projekt típus kiválasztást megelőző fázisában, hiszen ezek az adatok elsősorban a beszállítói verseny miatt érzékeny információknak minősíthetők.

Az elvégzett elemzések eredményei is azt mutatták, hogy a jelen fázisban nincs szükség a tervezési kibocsátások meghatározásánál megkövetelt részletes adatszolgáltatásra. Ez abból következik, hogy a kapott eredmények alapján a kibocsátásokból és a közvetlen és szórt sugárzásból származó járulék kétblokkos kiépítésnél 32 μ Sv/év. (A blokkonkénti 14 μ Sv normál üzemi terheléshez egy blokknál feltételeztünk 4 μ Sv üzemzavari kibocsátásból származó dózist.) A 32 μ Sv/év például a paksi atomerőmű négy blokkjára vonatkozó 90 μ Sv dózismegszorítás esetében annak egy harmadát (35%-át) éri el, azaz nem jelent meghatározó részt a dózismegszorítás értékében.

A vizsgálat során külön elemeztük a légköri kibocsátásokból, illetve a folyékony kibocsátásokból eredő járulékokat. Ezek mellett felső becslést adtuk a blokkok közvetlen és szórt sugárzásából származó értékre is.

A normál üzemi légköri kibocsátásokból kiindulva - 10 év közül a meteorológiai jellemzőket tekintve legkedvezőtlenebbel számolva - a legnagyobb sugárterhelés-értékeket a csámpai 1 éves korúak kapják.

A normál üzemi folyékony kibocsátásokból származó legnagyobb sugárterhelés a legközelebbi jobb parti településen (Gerjen) élő felnőtteket éri.

A normál üzemi kibocsátásokra így kerekén $4 \mu\text{Sv}/\text{év}$ (légtörri) + $4 \mu\text{Sv}/\text{év}$ (folyékony) kibocsátásból és $6 \mu\text{Sv}/\text{év}$ közvetlen és szórt sugárzásból származó járulékot véve alapul, összesen $14 \mu\text{Sv}/\text{év}$ érték adódik blokkonként. (Kétblokkos kiépítésre $28 \mu\text{Sv}/\text{év}$.) Az értékek természetesen konzervatív becslésnek tekinthetők, hiszen a közvetlen és szórt sugárzásra vonatkozóan elfogadott $6 \mu\text{Sv}/\text{év}$ a létesítménytől 100 m-es távolságra értendő, amely nem azonos a légtörri és folyékony kibocsátások vonatkoztatási csoportja tartózkodási távolságának a 100 m-es távolságnál többszörösen nagyobb értékével.

A nemzetközi sugárvédelmi előírások szerint követelmény, hogy a nagyobb gyakoriságú üzemzavarok, azaz azok esetében, amelyek gyakorisága meghaladja a $1 \times 10^{-2}/\text{év}$ gyakorisági értéket (várható üzemi események) a dóziskövetkezmény ne haladja meg a dózismegszorítás értékét. Ezek követelmény teljesíthetőségének vizsgálatára nem csak a normálüzemi kibocsátásokat, hanem a várható üzemzavari események kategóriájába tartozó üzemzavarok hatását, következményét is elemeztük.

Az üzemzavari légtörri kibocsátásoknál – konzervatív módon – az EUR ajánlásában (European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants, Volume 2, Revision C, 2001) a 10^{-2} -nál gyakoribb eseményekre közölt adatokkal számolva, az adott kibocsátási, meteorológiai feltételek esetén a legnagyobb dózist a csámpai felnőttek kapták.

Bebizonyítottuk, hogy az üzemzavari folyékony kibocsátások a normál üzemi kibocsátások rendszerében kezelhetők, nem valószínűsíthető a Duna közvetlen vagy közvetett, ellenőrizetlen, határértékek feletti szennyeződése.

Az elemzések alapján megállapítottuk, ha az éves normálüzemi kibocsátások mellett évi egy üzemzavari kibocsátás következményét is figyelembe vesszük, a dóziszárulék értéke megközelítően $4 \mu\text{Sv}/\text{év}$ értékkel növekszik. (Reálisan itt csak egy blokk kibocsátásával kell számolni.)

Összefoglalóan megállapítottuk, hogy:

- a teljes – a normál üzemi légtörri és folyékony, továbbá évi egy üzemzavari légtörri kibocsátásból származó - dózisok a legkedvezőtlenebb meteorológiai és kibocsátási feltételek mellett az 1 évesekre gyakorlatilag megegyezők a felnőttek sugárterhelésével,
- az 1 évesek és a felnőttek teljes dózisainak különbsége nem számottevő, ami egyúttal azt is jelzi, hogy a vonatkoztatási csoport kijelölésénél a meghatározó paraméter a lakóhely volt, az életkor – a feltételezett fogyasztási és életmód adatok mellett – kevésbé érzékeny paraméter.

A normál üzemi és az üzemzavari kibocsátások elemzésének eredményei alapján javasoltuk, hogy az új blokkokra a lakosság vonatkoztatási csoportja legyen azonos a jelenlegi kiépítés (és a KKÁT) vonatkoztatási csoportjával, azaz egy olyan hipotetikus csoporttal, amelyet a légtörri kibocsátások dózisait tekintve a csámpai, a folyékony kibocsátásoknál pedig a gerjeni 1 éves korúak alkotják.

9.5. A mesterséges forrásokból származó járulékok elemzésének eredményei

A javasolt vonatkoztatási csoport mesterséges forrásokból származó sugárterhelését is részletesen elemeztük, a dózismegszorítás megállapításánál a sugár-egészségügyi helyzet figyelembevételére vonatkozó követelmény teljesítéséhez.

Ennek részeként megállapítottuk, hogy a jelenleg ismert és tervezett források összesen $5 \mu\text{Sv}/\text{év}$ nagyságrendű járulékot adnak. Ehhez hozzáadtunk még egy, az esetlegesen az új blokkok kiégett fűtőelem kazettáinak átmeneti tárolására szolgáló létesítménytől származó, további $3 \mu\text{Sv}/\text{év}$ járulékot. Ennek azért van jelentősége, mert a jelenlegi $5 \mu\text{Sv}/\text{értékben}$ a domináns részt, a jelenleg a PAE 1-4 blokk üzemeltetéséhez létesített átmeneti tároló (KKÁT) adja. A jelenlegi ismeretek alapján nem teljesen egyértelmű, hogy egy újabb átmeneti tárolóra feltétlenül szükség lenne, de a konzervatív becslés érdekében azt is figyelembe vettük.

9.6. A dózismegszorítás javasolt értéke

Az előző pontokban bemutatott összefoglalás alapján belátható, hogy az eddigi hazai gyakorlatot alapul véve olyan értéket nem lehet meghatározni, amely valamennyi eddig követett szempontnak, körülménynek megfelelne. A létesítménytípusok közötti különbségből, illetve a jelenlegi paksi blokkokkal, mint atomerőműi blokkal való azonosságból adódik, hogy célszerűen a jelenleg üzemelő blokkokra alkalmazott nagyságrendet kell figyelembe venni az új, két-blokkos kiépítésre vonatkozóan is. Ez jelen esetben $90 \mu\text{Sv}/\text{év}$ értéket jelent a tervezett új, kétblokkos kiépítésre, teljesítménytől függetlenül.

A javasolt érték megfelelősége a következőkkel indokolható: A létesítendő blokkok új forrást képviselnek, így a 16/2000. (VI. 8.) EüM r. értelmében indokolt új, az eddigiekhez képest járulékos érték megállapítása. Emellett azt is figyelembe kell venni, hogy az új blokkok üzemeltetője, engedélyese nagy valószínűséggel a jelenlegi 1-4 blokk üzemeltetőjétől, engedélyesétől független szervezet lesz. Így a PAE 1-4 blokkra vonatkozó érték esetleges megosztása az adott engedélyes szerzett jogainak elvonásával járna. Ez csak olyan esetben lehetne indokolt, ha az új blokkok üzembe vétele a dóziskorlát megközelítését eredményezhetné. Az elvégzett elemzések eredményei alapján azonban látható, hogy ha a paksi telephely környezetében a lehetséges összes sugárforrást figyelembe is vesszük - ideértve a jelenlegieket és a jövőben lehetségeseket, az új blokkokkal együtt -, akkor is csak a dóziskorlát 4%-át ($28+4+8 = 40 \mu\text{Sv}/\text{év}$) érjük el. A maradék 96% bőséges tartalékot jelent a dóziskorlát betartására.

A javasolt érték nemzetközi összehasonlításban kifejezetten alacsonynak számít, hiszen a leggyakrabban előforduló dózismegszorítás $0,25 - 0,3 \text{ mSv}$ nagyságú. A jelenlegi létesítmények dózismegszorítását ($90 \mu\text{Sv}/\text{év} + 10 \mu\text{Sv}/\text{év}$), a létesítendő atomerőmű és kiégett fűtőelemek átmeneti tárolójának feltételezetten azonos értékeivel összeadva látható, hogy a dóziskorlátnak csak 20%-át kötnénk le, amelyhez az egyéb mesterséges forrásokból csak $1-2 \mu\text{Sv}/\text{év}$ nagyságú sugárterhelés járulna.

Azaz, a javasolt $90 \mu\text{Sv}/\text{év}$ érték elfogadásával biztosított, hogy az új blokkok vonatkoztatási csoportjának minden mesterséges forrásból származó sugárterhelése jóval a dóziskorlát alatt maradjon.

A vizsgált szempontok többsége alapján elvileg $100 \mu\text{Sv}$ is lehetne a javasolt dózismegszorítás értéke. Ebben az esetben azonban az a helyzet állna elő, hogy a

létesítménytípus szempontjából két azonos kategóriába tartozó atomerőműre – PAE 1-4. blokk, illetve az új, 1-2 blokkos erőmű - eltérő dózismegszorítás vonatkozna.

A $90 \mu\text{Sv/év}$ érték alkalmazása mindezek mellett azért is célszerű, mert így a környezetvédelmi engedélyeztetési folyamat radiológiai hatásminősítési kategóriájú azonosnak vehetőek a PAE 1-4 blokk üzemidő-hosszabbításának engedélyezésénél alkalmazott értékekkel.

A 6. fejezetben bemutattuk, hogy a normál üzemi kibocsátásokból összesítve a lakosság 1 éves tagjai kapják a legnagyobb sugárterhelést. (Az üzemzavari légköri kibocsátások által okozott sugárterhelés a felnőttekre ugyan nagyobb, mint az 1 évesekre ($3,9$ és $2,8 \mu\text{Sv}$), azonban a teljes - normál üzemi légköri és folyékony, továbbá évi egy üzemzavari légköri kibocsátásból származó - dózis az 1 éves korúakra gyakorlatilag megegyezik a felnőttekével (egy blokkra $10,9 \mu\text{Sv/év}$).

Ezért javasoltuk, hogy az új blokkokra a lakosság vonatkoztatási csoportja legyen azonos a jelenlegi kiépítés (és a KKÁT) vonatkoztatási csoportjával, azaz egy olyan hipotetikus csoporttal, amelyet a légköri kibocsátások dózisait tekintve a csámpai, a folyékony kibocsátásoknál pedig a gerjeni 1 éves korúak alkotják.

Végül megjegyezzük, hogy a javasolt $90 \mu\text{Sv/év}$ érték – figyelembe véve a már meglévő források dózismegszorításait is – elegendő tartalékot eredményez a dóziskorlátban esetleges további, jövőbeni létesítmények engedélyezéséhez.

10. A LAKOSSÁGI DÓZISMEGSZORÍTÁS HATÓSÁGI BEADVÁNYÁRA VONATKOZÓ JAVASLAT

A paksi telephelyen létesítendő új blokkokra vonatkozó – a 16/2000. (VI. 8.) EüM rendelet II. számú mellékletének II. szakasza szerinti – dózismegszorítás meghatározására vonatkozó kérelmet megalapozó anyag tartalmi felépítésére vonatkozó előírás jelenleg nincs. Ennek hiányában alapvetően a rendeletben szereplő követelmények, az eddig dózismegszorítási kérelmek mellékleteként benyújtott dokumentációk terjedelme, az eljárások során szerzett tapasztalatok, illetve a jelen tanulmány megállapításainak, javaslatainak, illetve a hatóság által megfogalmazott igények figyelembevételével tartjuk célszerűnek összeállítani.

Ezek alapján megadjuk a beadvány mellékleteként benyújtandó dokumentáció tartalmi felépítésére vonatkozó javaslatunkat, az egyes főbb fejezetek és azok tartalmára vonatkozó rövid annotációk ismertetésével.

A javasolt megalapozó tanulmány tartalma természetesen követi a jelen tanulmány felépítését. A jelen tanulmány azonban több olyan részt is tartalmaz, mint például a dózismegszorítás jogszabályi háttere, vonatkozó nemzetközi követelmények, nemzetközi alkalmazási gyakorlatok részletes áttekintése, vagy történetesen a dózismegszorítás és a környezetvédelmi hatósági eljárás során a radiológiai hatásminősítési kategóriák kapcsolata. Ezek egy része az eljáró hatóság számára nyilvánvalóan ismert, vagy olyan háttér-információnak tekinthető, amely a beadvány megalapozásához nem feltétlenül szükséges.

A vonatkozó jogszabályok áttekintése során a jogszabályok bizonyos hiányosságaira is felhívtuk a figyelmet, vagy rávilágítottunk a részletes szabályozás hiányosságának problémáira. Nyilvánvaló azonban, hogy a jogszabályok kritikájának vagy azok esetleges kiegészítésére vonatkozó javaslatoknak nincs helye egy beadványt megalapozó dokumentációban. Ezeket egy további külön anyagban fogjuk megadni.

Megjegyezzük, hogy a jogszabály-kiegészítésre vonatkozó javaslatok lehetőség szerinti kezelését a dózismegszorítás meghatározására vonatkozó beadvány készítésétől függetlenül azért is fontosnak tartjuk, mert a hatósággal folytatott előzetes konzultációk során tapasztalható voltak olyan hatósági igények, amelynek pontosan rögzített jogszabályi háttere jelenleg nincs. Ilyen példaként említhető a dózismegszorítás megalapozásának engedélyes által történő előkészítése, vagy az engedélykérelmező kitételeire vonatkozó elvárások.

A beadvány mellékleteként benyújtandó dokumentáció javasolt tartalmi felépítése a következő:

1. A lakossági dózismegszorításra vonatkozó hazai jogi szabályozás és gyakorlat

A hazai jogi szabályozás rövid áttekintése annak érdekében, hogy a megalapozó anyag tartalmára és az engedély kérelem készítésére vonatkozó követelmények rögzítésre kerüljenek. A hasonló létesítményekre kiadott dózismegszorítások és azok indoklásának, szükség szerint az adott dózismegszorítás esetében a meghatározott értéket befolyásoló körülmények áttekintő, tömör bemutatása. Ezek nyilvánvalóan nem hatóság tájékoztatási célt szolgálnak, hiszen a hatóság számára ismert információnak számítanak, hanem az új paksi blokkokra meghatározandó dózismegszorítás indoklásának megalapozását.

2. A vonatkozó nemzetközi ajánlások és az alkalmazott dózismegszorítások

Ennek a fejezetnek is az a célja, hogy a jelen tanulmányban ismertetett, a dózismegszorítás forrásra vonatkoztatását alátámassza, illetve az alkalmazott értékek nagyságrendjét bemutassa a javasolandó dózismegszorítás indoklásának megalapozásához.

3. A létesítés telephelye és a tervezett blokkok típusai

A fejezet célja a dózismegszorítás előkészítéséhez végzett terjedésszámításokhoz kapcsolódóan a blokkok telepítésére kijelölt terület, és annak a kibocsátások, terjedésszámítások szempontjából releváns jellemzőinek, illetve a jelenleg figyelembe vett blokk típusoknak a tömör ismertetése.

4. A normálüzemi és az üzemzavari eseményekre végzett elemzések ismertetése

A fejezet összefoglaló jelleggel bemutatná az elvégzett – a jelen tanulmányban ismertetett – elemzéseket, ismertetve azok eszközeit, kiinduló adatait, feltételezéseit és eredményeit. A bemutatás célja a vonatkoztatási csoport meghatározása és annak igazolása, hogy a figyelembe vett blokk típusok által okozott sugárterhelés nem eredményezi a továbbiakban javasolt dózismegszorítás megközelítését vagy túllépését. Ez utóbbi azt is jelenti, hogy egyik vizsgált blokk típus esetében sem lenne szükség jelentős áttervezésre annak érdekében, hogy a javasolt dózismegszorítás betarthatósága biztosítható legyen.

5. A dózismegszorítás vonatkoztatási csoportjának meghatározása

A fejezet az elemzéseket ismertető fejezetben közölt eredmények alapján a jelen tanulmány 6. fejezetében foglaltak szerint tesz javaslatot a vonatkoztatási csoportra.

6. A javasolt vonatkoztatási csoport mesterséges forrásokból származó sugárterhelése

A fejezet célja, az egyéb mesterséges forrásokból származó járulékok bemutatása, lényegében a jelen tanulmány 7. fejezetében ismertetett terjedelemben.

7. A lakossági dózismegszorítás új blokkokra javasolt értéke

A fejezet a jelen tanulmány szerinti 9. fejezet szerinti javaslatot és annak indoklását adná meg.

IRODALOMJEGYZÉK

1. fejezet

- [1-1] International basic safety standards for protection against ionizing radiation and for the safety of radiation sources (Safety Standards No. 115, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1996)
- [1-2] Fülöp N., Juhász L., Kerekes A.: A Paksi Atomerőmű Kiegészítő Kazetták Átmeneti Tároló kritikus lakossági csoportjára vonatkozó elemzések, a kibocsátások korlátozási rendszerének megalapozása (OSSKI, Budapest, 1998)
- [1-3] Az ÁNTSz OTH 40-6/1998. számú határozata (Budapest, 1998.03.12.)
- [1-4] Sági L.: Tanulmány kibocsátási határértékek meghatározására a Budapesti Kutatóreaktor tevékenységére vonatkozólag (KEKI-AEKI, Budapest, 2001)
- [1-5] Sági L.: Tanulmány kibocsátási határértékek meghatározására az Izotóp Intézet Kft tevékenységére vonatkozólag (KFKI-AEKI, Budapest, 2001)
- [1-6] Az ÁNTSz OTH 1312-8/2001. számú határozata (Budapest, 2002.01.10.)
- [1-7] Sági L.: Tanulmány a kibocsátási határértékek meghatározására a BME Oktatóreaktor tevékenységére vonatkozólag (Módosított változat, AEKI Környezetvédelmi Szolgálat, Budapest, 2004)
- [1-8] Juhász L., Kerekes A.: A MECSEKÉRC KÖRNYEZETVÉDELMI Rt. rekultivációs tevékenységéhez kapcsolódó radioaktív kibocsátások határértékeinek meghatározása (Budapest, 2001)
- [1-9] Az ÁNTSz OTH 5150-1/2001. számú határozata (Budapest, 2002.01.10.)
- [1-10] A Püspökszilági Raktár kibocsátási határértékeinek meghatározása (OSSKI, Budapest, 2001)
- [1-11] A Bataapátiban létesítendő Nemzeti Radioaktív Hulladéktároló Létesítést Megelőző Biztonsági Jelentése (LMBJ RHK-K-055A/07, ETV-ERŐTERV, Budapest, 2007)
- [1-12] Az ÁNTSz OTH 1803-4/2008. számú határozata (Budapest, 2008.04.14.)

2. fejezet

- [2-1] International basic safety standards for protection against ionizing radiation and for the safety of radiation sources (Safety Standards No. 115, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1996)

3. fejezet

- [3-1] Radiological protection policy for the disposal of radioactive waste. ICRP Publication 77. Ann. ICRP 27 (Suppl)
- [3-2] Protection from potential exposures: application to selected radiation sources. ICRP Publication 76. Ann. ICRP 27 (2)
- [3-3] Radiation protection recommendations as applied to the disposal of long-lived solid radioactive waste. ICRP Publication 81. Ann. ICRP 28 (4)

- [3-4] ICRP, 1999a. Protection of the public in situations of prolonged radiation exposure. ICRP Publication 82. Ann. ICRP 29 (1-2)
- [3-5] The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103.
- [3-6] Assessing dose of the representative person for the purpose of radiation protection of the public and The optimisation of radiological protection: Broadening the process. ICRP Publication 101. Ann. ICRP 36(3)
- [3-7] Principles of environmental monitoring related to the handling of radioactive materials. ICRP Publication 7. Pergamon Press, Oxford, 1965
- [3-8] 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60. Ann. ICRP 21 (1-3), 1991
- [3-9] International basic safety standards for protection against ionizing radiation and for the safety of radiation sources (Safety Standards No, 115, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1996)
- [3-10] International basic safety standards for protection against ionizing radiation and for the safety of radiation sources (Draft Safety Requirements, DS379)
- [3-11] Council directive 96/29 EURATOM of 13 May 1996. Laying down basic safety standards for the protection of the health and workers and the general public against the dangers arising from ionizing radiation

4. fejezet

- [4-1] Setting Authorized Limits for Radioactive Discharges. Practical Issues to Consider (Draft of TECDOC Practical Aspects, March 2009, IAEA)
- [4-2] Regulations for Environmental Radiation Protection of Nuclear Power Plants GB 6249-86

5. fejezet

- [5-1] Paksi Atomerőmű Zrt. 1-4. Blokk Végleges Biztonsági Jelentés. (2. Fejezet: A telephely leírása)
- [5-2] Nuclear Power Reactors in the World (IAEA-RDS-2/30, IAEA, VIENNA, 2010.)
- [5-3] UK AP1000 Environment Report (UKP-GW-GL-790, Rev. 3, Westinghouse Electric Company, 2010)
- [5-4] UK EPR pre-construction Environmental Report Chapter 11: Radiological Impact Assessment (UKEPR-0003-110 Issue 01. Document ID.No. UKEPR-0003-110 – Issue 01 (2008))
- [5-5] 20101029 IP-for-Hungary-final.docx (adatközlés a PA Zrt. részére, 2010.10.29)
- [5-6] PA Zrt. adatszolgáltatás (EPR data.doc, 2010.12.15, e-mail)
- [5-7] ATMEA answer Annex 1-0209.doc (adatközlés a PA Zrt. részére, 2010.09.02)
- [5-8] MIR 1200. Answers to additional questions.doc (adatközlés a PA Zrt-től, 2010.12.10.)

[5-9] ATMEA answer Annex 1-0209.doc

6. fejezet

- [6-1] Sági L.: Közreműködés a paksi telephelyen létesítendő új blokkokra vonatkozó dózismegszorítás megalapozásában. 1. revízió (AEKI-KSZ-729-02, Budapest, 2010)
- [6-2] UK EPR pre-construction Environmental Report Chapter 11: Radiological Impact Assessment (UKEPR-0003-110 Issue 01. Document ID.No. UKEPR-0003-110 – Issue 01 (2008))
- [6-3] A 435/1/211 iktatószámú, 2010. június 29-1 keltezésű PA Zrt. adatszolgáltatás (CD, Lévai-projekt)
- [6-4] Fülöp N., Glavatszkij N., Juhász L., Kerekes A., Szarkáné Németh Á.: A táplálékfogyasztási jellemzők felmérése Bácskai térségében (OSSKI, Budapest, 1999)
- [6-5] European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants, Volume 2, Revision C (2001)
- [6-6] A Hatósági Környezeti Sugárvédelmi Ellenőrző Rendszer éves jelentése (2008) (OSSKI, Budapest)
- [6-7] Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment (IAEA Safety Reports Series, No. 19, Vienna, 2001)
- [6-8] A KKÁT kibocsátási határértékeinek felülvizsgálata (SOM System Kft., SOM(R)2/173, 2009)
- [6-9] Paksi Atomerőmű Zrt. 1-4. blokk, időszakos Biztonsági Jelentés 2007. (6. fejezet)
- [6-10] A Paksi Atomerőmű kibocsátási határértékeinek meghatározása (OSSKI, Budapest, 2001)
- [6-11] External exposure to radionuclides in air, water and soil (Federal Guidance Report No. 12, EPA-402-R-93-081, 1993)
- [6-12] ATMEA answer Annex 1-0209.doc (adatközlés a PA Zrt. részére, 2010.09.02)
- [6-13] Sugárvédelmi tevékenység a Paksi Atomerőműben 2009-ben (szerk: Bujtás T., MVM Paksi Atomerőmű Zrt., Paks, 2010. március)
- [6-14] 1-4. blokk Végleges Biztonsági Jelentés. 2.4 Alfejezet Hidrológia (Paksi Atomerőmű Zrt., 2009.)
- [6-15] Bujtás T., Ranga T., Pintér T., Baranyi K., Rinyu L., Szabó S. és Veres M.: A Paksi Atomerőmű szűk környezetének hidrológiai modellje, és a sugárvédelmi rendszer (XXXV. Sugárvédelmi Továbbképző Tanfolyam előadásai, 2010. április 27-29., Hajdúszoboszló)
- [6-16] Jelentés a Paksi Atomerőmű telephely-jellemzési programjának keretében a tágabb környezetre vonatkozó hidrogeológiai modell elkészítéséről (ETV-ERŐTERV Rt., 0000K00ERA00058A, 2005.)

- [6-17] Juhász L., Kerekes A.: A PAE ellenőrzött zónájából kikerülő, kis mértékben radioaktívan szennyezett fapallók felszabadítási eljárását megalapozó tanulmány (Budapest, 2003. február)
- [6-18] UK AP1000 Environment Report (UKP-GW-GL-790, Rev. 3, Westinghouse Electric Company, 2010)
- [6-19] 20101029 IP-for-Hungary-final.docx (adatközlés a PA Zrt. részére, 2010.10.29)

7. fejezet

- [7-1] International basic safety standards for protection against ionizing radiation and for the safety of radiation sources (Safety Standards No. 115, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1996)
- [7-2] A Hatósági Környezeti Sugárvédelmi Ellenőrző Rendszer éves jelentései (1984-2008) (OSSKI, Budapest)
- [7-3] Kerekes A., Ördögh M.: A Paksi Atomerőmű bővítésének várható környezeti hatásairól (XXXIV. Sugárvédelmi Továbbképző Tanfolyam, 2009. május 15-17. Hajdúszoboszló)
- [7-4] Juhász L.: Az atomerőmű bővítéséhez a dózismegszorítást megalapozó számítások (Budapest, 2010)
- [7-5] Paksi Atomerőmű Zrt. 1-4. blokk Végleges Biztonsági Jelentés 2008. (12.1 alfejezet: A radioaktív sugárzás forrásai)
- [7-6] Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment (IAEA Safety Reports Series, No. 19, Vienna, 2001)
- [7-7] Paksi KKÁT 6. revízió (A7.2 Melléklet. A telephelyen kívüli sugárterhelés becslése. Normál üzemi légköri kibocsátások)
- [7-8] A Kiegyezett Kazetták Átmentő Tárolójának (KKÁT) kibocsátás elemzéséhez sugárvédelmi előkészítő adatok összeállítása, OKK-OSSKI, 2004 június
- [7-9] Paksi KKÁT VBJ 7. fejezet Sugárvédelem. 6/a. revízió, 2009
- [7-10] Nemzeti Radioaktív Hulladéktároló Létesítést Megelőző Biztonsági Jelentés RHK-K-055A/07
- [7-11] Az NRHT első kamrapárjában elhelyezendő vegyes szilárd atomerőművi radioaktív hulladékok referencia leltára RHK-K-093/09
- [7-12] A Paksi Atomerőmű Rt. ellenőrzött zónájában keletkező nem radioaktív hulladékok hatósági felügyelet alól való felszabadítása, BOZON Kft., 2006
- [7-13] Radiation Protection 97: Radiation Protection following Iodine-131 therapy (exposures due to out-patients or discharged in-patients), European Commission, 1998
- [7-14] Kerekes Andor, Szakács Sándor, Séra Teréz, Pávics László, Pellet Sándor: Sugárterhelés vizsgálata ^{131}I izotóp ambuláns terápiás alkalmazásánál ((Egészségtudomány, 48-1, 63-71, 2004)

- [7-15] A. Kerekes, S. Szakács, T. Séra, I. Sinkovics, S. Pellet and L. Pávics: Radiation Exposure of Medical Staff due to ^{131}I Therapy of Hyperthyroidism and Thyroid Cancer (Central European Journal of Occupational and Environmental Medicine, Vol 10, 3, 2004, 246-251)
- [7-16] Statement on the justification of full body scanners using X-Rays for security reason (HERCA Draft 30th. June 2010, Heads of European Radiation Control Authorities)
- [7-17] Presidential Report on Radiation Protection Advice: Screening of Humans for Security Purposes Using Ionizing Radiation Scanning Systems (National Council on Radiation Protection and Measurements, Bethesda, Maryland, USA)

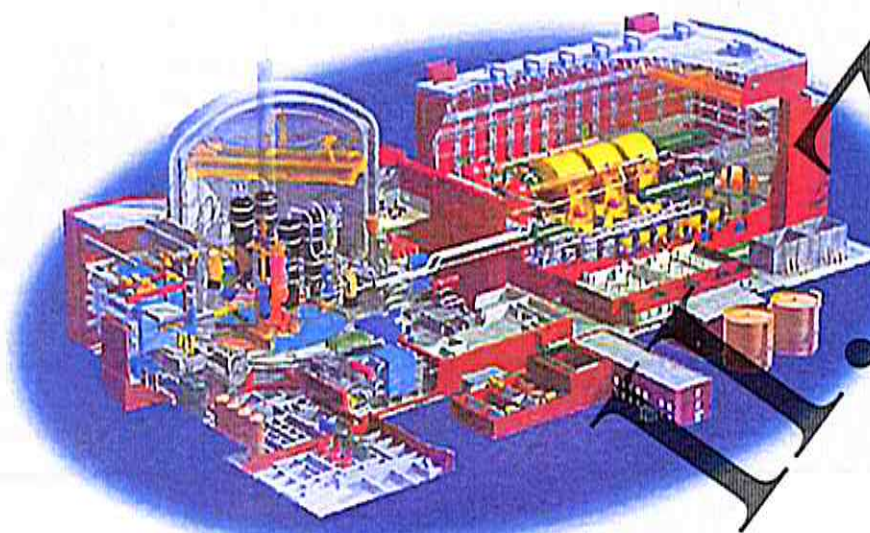
8. fejezet

- [8-1] MI-13-45-1990.sz. Műszaki Irányelv: A beruházások környezeti hatásvizsgálatának általános tartalma és módszertana
- [8-2] Az ÁNTSz OTH 1994. május 16-án kelt levele. Tárgy: Kiegészítő Kazetták Átmeneti Tárolójának környezeti hatásvizsgálata
- [8-3] Az ÁNTSz OTH 85-94/2003. sz. levele. Tárgy: PAE ÉH EKT készítéséhez felhasználható (előzetes) humán radiológiai hatásminősítési munkaértékek meghatározása
- [8-4] Az ÁNTSz OTH 85-4/2004. sz. levele. Tárgy: PAE ÉH EKT készítéséhez felhasználható (előzetes) humán radiológiai hatásminősítési munkaértékek meghatározása
- [8-5] Alsó-Duna-völgyi Környezetvédelmi Felügyelőség K4K1025 iktatószámú levele. Tárgy: PAE ÉH EKT készítéséhez adott (előzetes) humán radiológiai hatásminősítési munkaérték (semleges) meghatározási módjának egyeztetése. Iránymutatás kiegészítése a semleges hatás munkaértékének megadásával
- [8-6] Dél-dunántúli Környezetvédelmi, Természetvédelmi és Vízügyi Felügyelőség K6K8324/06. iktatószámú határozata. Tárgy: Környezetvédelmi engedély

MVM Paks II. Zrt.

FÜGGELÉK

F.1. EPR, European Pressurized Water Reactor



F.1-1. ábra. Az EPR blokk vázlata

A blokk és a reaktor fő jellemzői

F.1-1. táblázat. Az EPR, az N4 és a Konvoi típusú blokkok összehasonlítása

Blokk jellemző	EPR(OL 3)	N4	Konvoi (Isar2)
Termikus teljesítmény [MW]	4300	4250	3950
Elektromos teljesítmény [MW]	1600	1475	1400
Hatásfok [%]	37	35	35,4
Primerköri hurok száma	4	4	4
Primerköri nyomás [bar]	155	155	157
Belépő hőmérséklet [°C]	295,5	292	292
Kilépő hőmérséklet [°C]	328	330	326
Hőátadó felület /gőzfejlesztő [m ²]	7960	7308	5400
Zónaforgalom [t/h]	82800	69912	67680
Aktív zóna magassága [m]	4,20	4,27	3,90
Ekvivalens zóna átmérő [m]	3,77	3,48	3,60
Zóna urántöltet tömeg [tU]	128	110	103
Üzemanyag kazetták teljes száma	241	205	193
Élettelen rudak száma /kazetta	265	264	300
Szabályozó rudak száma	89	73	61
Átl. teljesítménysűrűség [kW/l]	90,5	103,3	93,2
Turbogenerátorok száma	1	1	1
Könnyűvízi turbinák száma	3	3	3
GF kilépő gőznyomás [bar]	78	72,3	65,1
GF kilépő gőzhőmérséklet [°C]	293	288	282
Turbina belépő gőznyomás [bar]	75,5	71,0	63,8
GF kilépő gőzforgalom [t/h]	8795	8640	7873

F1.-2. táblázat. Az EPR főbb komponenseinek méretei

Berendezés	Méret
Reaktortartály belső magasság [m]	12,3
Reaktortartály belső átmérő [m]	4,9
Reaktortartály falvastagság [mm]	250
Reaktortartály tömeg [t]	≈ 405
Reaktortartály fedél tömeg [t]	≈ 116
Gőzfejlesztő magassága [m]	24,3
Gőzfejlesztő tömeg [t]	≈ 500
U-csövek száma /gőzfejlesztő	5980
Kisnyomású turbína fokozatok száma	3
Turbína teljes hosszúság [m]	44,8
Turbína teljes tömeg [t]	5300
Generátor teljes hosszúság [m]	24
Generátor tömeg [tonna]	725
Generátor rotor hűtés	hidrogén
Generátor sztatör hűtés	víz

N4 blokkok: Chooz, Civaux (2-2 reaktor, Franciaország)
 Konvoi blokkok: Neckarwestheim 2, Emsland, Isar 2 (Németország)

Részletes leírás

Az EPR fejlesztése még a nyolcvanas évek végén, a kilencvenes évek elején kezdődött, a francia Framatome és a német Siemens cég közös munkájaként. A két cég időközben Framatome ANP (Advanced Nuclear Power) néven egyesült, ez jelenleg az AREVA vállalatcsoport része. Az EPR fejlesztését a kezdetektől fogva támogatta az EDF és több német erőműtársaság. A fejlesztés célja lényegében az volt, hogy a francia N4 és a német Konvoi típusú blokkok alapján egy olyan, több szempontból továbbfejlesztett atomerőművi blokkot hozzanak létre, amely elfogadható és versenyképes villamosenergia-termelési opciót képvisel a piacon a következő évtizedekben. A létrehozandó atomerőművek egységes hatásági engedélyezését elősegítendő a kilencvenes évek elején a nyugat-európai erőmű tulajdonosok kidolgoztak egy átfogó követelményrendszert (European Utility Requirements, röviden EUR). Ez azokat az előírásokat, elvárásokat foglalja össze, amelyeket az erőművek üzemeltetői egyöntetűen meg kívánnak követelni egy új atomerőmű tervezésével és üzemeltetésével összefüggésben. Az EPR megfelelőségét az EUR követelményeknek 1999-ben igazolták.

A fűtőelem, az üzemanyag kazetta és az aktív zóna főbb jellemzői

A fűtőelem tabletta max. 5% dúsítású, a „szabvány” üzemanyag kerámia alapú UO_2 , a pálcák burkolata M5 zircalloy anyagú. Néhány kazetta kiegészítő mérget (Gd_2O_3) is tartalmaz, hogy a túlzott többletreaktivitás kompenzálható legyen (erre főleg a legelső kampany elején van szükség). A zónába max. 50%-ban MOX üzemanyag is betölthető.

Az aktív zóna 241db azonos mechanikai felépítésű kazettát tartalmaz, a kazetták átlagdúsítása 4,4%. Egy-egy kazettában $17 \times 17 = 289$ rácspozíció van, ezek közül 265 fűtőelempálca, 24 pedig ún. vezetőcső. A kazetta aktív hossza 4,2 m, külső mérete

21,4 cm x 21,4 cm. Egy kazetta teljes súlya kb. 800 kg, ebben a fémurán tömege 533 kg. A zónában az átlagos lineáris teljesítmény 155 W/cm, a kazetták maximális megengedett átlagos kiégése 50 MWnap/kgU.

A reaktivitás lassú szabályozása a hűtőközegben oldott bórsavval, gyors szabályozása pedig 89 db szabályozó rúddal történik. A 89 db rúd 9 szabályozó csoportba van rendezve, egy csoport 4-4 SZBV rudat tartalmaz. A maradék 53 rúd alkotja az egyetlen védelmi (scram) csoportot. A rudak felső része bórkarbid (B_4C), alsó része pedig Ag-In-Cd ötvözet.

A zóna körül ún. „nehéz” reflektor van, vaslemezekből kialakítva: ez ún. „kis kiszökésű” zónát biztosít, amely jelentősen csökkenti a reaktortartály falát ért gyorsneutron fluxust.

A relatíve nagyméretű zóna és a közepesnél valamivel nagyobb teljesítménysűrűség miatt az EPR zónájában Xe-oszcillációk lehetségesek. Az aktív zóna állapotának monitorozása többféle eszközzel történik: a zóna globális teljesítményszintjét ex-core detektorok (ionizációs kamrák) figyelik, míg a 3D teljesítményeloszlást 72 pozícióban LPRM méri (ezek SPND érzékelőkből állnak, lényegében az N4 reaktorra használt francia in-core mérőrendszert alkalmazzák). Az LPRM láncok periodikus kalibrálása a Siemens ismert aeroball rendszerével történik, amely igen pontos kalibrációt tesz lehetővé.

Primerkör

Az EPR primerköre jól bevált megoldásokat követ: 4 hurok egy-egy főkeringtető szivattyúval és egy-egy gőzfejlesztővel. A létező N4 és Konvoi blokkokhoz képest törekedtek a primerköri vízkészlet növelésre, ezt a reaktortartály, a térfogatkiegénylítő és a gőzfejlesztők megfelelő térfogatainak növelésével érték el. A vízkészlet növelése kedvezően hat egyes LOCA üzemzavarok lefolyására, továbbá nagymértékben javítja a reaktor leállított állapotában bekövetkező cirkulációs zavarok kezelésének esélyeit. A gőzfejlesztők U-csöveit a 690TT jelzésű ötvözetből gyártották.

A primerköri vízkémia LiOH (lúmmhidroxid) szabályozással működik, üzemi hőmérsékleten (300°C) a pH értéket a 7,2 és 7,4 közötti intervallumban tartják. Az alkalmazott vízkémiai beállítások célja a primerköri korróziós termékek keletkezésének minimalizálása, továbbá a fűtőelem rudakon a bór kiválások képződésének megelőzése. Technológiai érdekesség, hogy a primerköri hűtőközegben oldott bórsav-dúsított bört tartalmaz (a ^{10}B izotóp természetes 20%-os gyakoriságát 30%-ra növelték).

Szekunder kör

Az EPR szekunder köre lényegében a Siemens Konvoi típusú blokkok jól bevált és kiemelkedő rendelkezésre állási mutatókkal üzemelő szekunder körének továbbfejlesztett verziójának tekinthető. A Konvoi blokkok 90%-ot megközelítő rendelkezésre állása a legjobbak között van a világon, az EPR konvencionális erőművi részének tervezésekor azonban még ezt is meghaladó ambíciózus célokat tűztek ki, az alábbiak szerint:

- rugalmas, lényegében korlátozás nélküli karbantarthatóság,
- optimalizált hatásfok és egyéb teljesítménymutatók (a hűtőtornyos illetve a direkt vízűtésű verzióknál ezek eltérő mértékben valósíthatók meg),

- a turbógenerátor rész éves kötelező leállási ideje $\ll 40$ óra/év,
- létező és kipróbált (bevált) technológiákra épülő alkatrészgyártás,
- az irányítástechnika jelentős egyszerűsítése, a nukleáris berendezésekhez alkalmazott I&C típus használata,
- az összes berendezés vasúton történő szállíthatósága.

A tervezés során optimalizálták a gőz-kondenzátum-tápvíz rendszert és új megoldásokat vezettek be a nagy- és kisnyomású turbina fokozatokban (pl. új számítógéppel tervezett turbina-rotor alakok). Az EPR generátor szintén a Konyoi blokkoknál használt modell továbbfejlesztése, a generátor legfontosabb jellemzői az alábbiak:

- egytengelyű turbina-generátor szerelvény,
- 2056 MVA (max. 2200 MVA), négyfázisú (27 kV, 44 kA, 0.9 teljesítmény faktor),
- hidrogénhűtés (rotor tekercs és sztator mag), vízhűtés (sztator tekercs),
- teljes súly kb. 900 tonna, a teljes hossz 22.4 méter.

Konténment

Az EPR konténmentje az ún. „large dry containment” kategóriába sorolható. A duplafalú konténment belső fala előfeszített vasbetonból készült, a belső fal vastagsága 1,0 m és 1,3 m között változik, 6 mm vastag belső acélborítással van ellátva. A normál vasbeton külső fal a különböző külső események elleni védelmet szolgálja, pl. méretezve van egy Airbus 380 típusú utasszállító gép becsapódásából eredő következmények elviselésére (jelenleg az a gép a legnagyobb utasszállító gép a világon). A konténment tervezési nyomása 5,3 bar (abszolút nyomás), a megengedett szivárgás mértéke $\leq 0,5\%$ / nap.

Baleseti szituációkban „passzív” hidrogénkezelést alkalmaznak, katalitikus rekombinátorokat használnak. A súlyos balesetek következményeinek csökkentésében fontos szerepet játszik a konténment hűtőrendszere, ez a konténment nyomását csökkenti, hosszútávú működésre van tervezve (lényegében az ismert „containment spray” elvén működik).

Biztonsági rendszerek

A biztonsági befecskendezési megvalósító rendszerek 4 párhuzamos, de egymástól független alrendszerből állnak, külön épületekben, fizikailag szeparáltan elhelyezve. Az alrendszerek úgy vannak méretezve, hogy 1-1 alrendszer elegendő kapacitású az adott biztonsági funkció maradéktalan megvalósításához. Nagynyomású befecskendezés nincs, közepes nyomású (MHSI) és kisnyomású (LHSI) befecskendező rendszerek vannak kiépítve.

Irányítástechnika

A normálüzemi (NO) állapotokban a szabályozásokat, védelmeket megvalósító rendszereket kétszeres redundanciával építették ki (a 2x100% elv alapján), egyszeres meghibásodás ellen védett architektúrában. Az ún. üzemi tranziensek (AOO) kezelése két-két redundáns, diverz rendszerrel történik, míg a posztulált üzemzavarok (PA) kezeléséhez 4 redundáns rendszert használnak (a 4x50% elv alapján, vagyis egy-egy rendszer a biztonsági funkció fenntartásához szükséges kapacitás 50%-át képes biztosítani).

A vészbetáplálást négy dízelgenerátor biztosítja, ezek egy külön dízel épületben helyezkednek el. Megjegyzendő, hogy az OL 3 telephelyen egy 120 MW teljesítményű tartalékerőmű is lesz, amely gázturbinával működik.

A karbantartás, a periodikus tesztek és egyéb ellenőrzések szempontjából az EPR I&C nagyon fontos tulajdonsága az, hogy a négyszeres redundanciával kiépített rendszerek közül az egyik rendszer bármikor kivethető karbantartásra vagy javításra.

A reaktortípusra jellemző speciális megoldások

Az Incontainment Refueling Water Storage Tank (IRWST) a reaktorepület alján helyezkedik el, ötvözi a hűtőközeg tárolási és a zsomp funkciókat. LOCA üzemzavarok esetén így nem kell a biztonsági befecskendezésről áttérni a zsomp-recirkulációra.

Az EPR-re jellemző speciális megoldás az ún. „zónafogó” (core catcher), ez a zónaolvadással járó balesetek kezelését segíti elő. A zónafogó a reaktor tartály alatt helyezkedik el, súlyos baleset esetén szétteríti az átolvadéktartályból kifolyó kóriumot. Az IRWST tartályban tárolt víz passzív (gravitációs) úton elárasztja az olvadékot.

F.2. Advanced PWR (Westinghouse)



F.2-1. ábra. Az AP-1000 blokk vázlata

A Westinghouse cég még a nyolcvanas évek második felében kezdte el az Advanced PWR reaktor koncepciójának és terveinek kidolgozását. A munka zöme a kilencvenes években folyt, ennek eredményeképpen 1996-ban elkészültek a 600 MW villamos teljesítményű első verzió, az AP600 blokk végleges tervei. Az NRC – többéves ellenőrzési folyamat után – az AP600 terveit elfogadta. A változó piaci igények kielégítésére a Westinghouse a 600 MW-os verziót továbbfejlesztette, ennek lett eredménye az 1000 MW villamos teljesítményű AP1000, amely nagymértékben az AP600 megoldásaira és berendezéseire épül.

AP600

Az AP600 blokkot a kilencvenes években tervezték, tehát az AP1000-hez hasonlóan a Westinghouse újabb fejlesztése. A reaktor villamos teljesítménye nevének megfelelően közel hatszáz (610) MW, hatásfoka (31,6%) kevéssel marad el az AP1000 hatásfokától (32,8%).

A reaktort az AP1000-hez hasonlóan két hurok hűti, a primérekört az AP1000-el teljesen megegyező konténment foglalja magába. Biztonsági filozófiája is azonos mindkét AP típusnak, azaz vezérelve az egyszerűség és passzív elemek felhasználásán alapul. A két reaktortípus engedélyezése sem különbözött sokban, az NRC ugyanis a kisszámú különbséget figyelembe véve az AP600 engedélyezési dokumentumainak mintegy 80%-át elfogadta az AP1000 dokumentumaként is.

Az AP600 és AP1000 hasonlóságait és különbségeit az F.2.-1. táblázat szemlélteti.

F.2-1. táblázat. A két AP típus összehasonlítása

paraméter	AP600	AP1000
villamos teljesítmény (MW)	610	1117
hőteljesítmény (MW)	1933	3400
melegági hőmérséklet (°C)	316	321
fűtőkötegek száma	145	157
fűtőelemek aktív hossza (cm)	370	430
szabályozó/szűrke rudak	45/16	53/16
forgalom (ezer m ³ /óra)	44.1	68.1
gőzfejlesztő felülete (m ²)	6970	11600
térfogatkiegyenlítő (m ³)	45.3	59.5

AP1000

Az AP1000 a Westinghouse cég kéthurkos 1000 MW villamos teljesítményű atomerőműve, amelyet harmincöt évnyi nyomottvizes erőműi tapasztalat alapján terveztek. A cél a korábbiaknál egyszerűbb, biztonságosabb, megbízhatóbb, gazdaságosabb erőmű létrehozása volt. Az AP1000 az AP600 módosításaként született meg. A módosítás elsősorban a versenyképesség javítását célozta, a becsült termelési költségeket a 4,1-4,6 cent/kWh-ról 3,0-3,5 cent/kWh-ra csökkentve. A terveket az NRC 2004-ben elfogadta, majd a tanúsítványt 2005-ben kiadta.

Az AP1000 üzemzöt, felépítése

A reaktor hűtőrendszere kéthurkos, hurkonként egy gőzfejlesztővel, két főkeringtető szivattyúval, egy meleg- és két hidegággal. Minden biztonsági rendszer a konténmentben vagy a segédépületben található. Ez a két épület egy közös, földrengésálló alapon nyugszik. A főkeringtető szivattyú kivételével az erőmű valamennyi fő rendszerét kipróbálták már hasonló hőmérséklet-, nyomás- és forgalomviszonyok mellett. A reaktortartály megegyezik a korábban széles körben alkalmazott Westinghouse tartállyal. A fontos továbbfejlesztések közé tartozik az üzemanyag kötegekben zircaloy távtartók használata, a hegesztések számának csökkentése és a megnövelt kiégés. Az F.2.-2. táblázat az AP1000 néhány paraméterét hasonlítja össze egy ma üzemelő Westinghouse erőmű paramétereivel.

F2.-2. táblázat. Az AP1000 és egy üzemelő Westinghouse blokk paramétereinek összevetése

Paraméter	Doel 4/Tihange 3	AP1000
villamos teljesítmény (MW)	985	1117
hőteljesítmény (MW)	2988	3400
melegági hőmérséklet (°C)	330	321
fűtőelem kötegek száma	157	157
fűtőelemek aktív hossza (cm)	430	430
szabályozó/szűrke rudak	52/0	53/16
forgalom (ezer m ³ /óra)	67,1	68,1
gőzfejlesztő felülete (m ²)	6320	11600
térfogatkiegyenlítő (m ³)	39,6	59,5

Az alkalmazott gőzfejlesztők típusa Delta-125. Noha ezek nagyobbak az AP600 Delta-75 típusú gőzfejlesztőinél, még beleférnek az AP600 konténmentjébe. A Delta-75 gőzfejlesztők közül nagyon sok üzemel, ezek megbízhatósága a legjobb világszerte, ami a korrózióálló inconel csöveknek tudható be, a vibráció kiküszöbölésének, valamint a nedvesség leválasztóknak. Két, a Delta-125-höz rendkívül hasonló gőzgenerátor működik az Arkansas atomerőműben, a Palo Verde atomerőmű gőzgenerátorai viszont nagyobbak a Delta-125-nél.

Az AP1000 főkeringtető szivattyúinak mintáját a haditengerészeti reaktorok szolgáltatták. E szivattyúk biztonságos üzemét a karbantartás feleslegessége, az olaj (mint tűzveszély) hiánya, valamint a szigetelések meghiúsodásának lehetetlensége (nincsenek ugyanis szigetelések) garantálja.

Az AP1000 térfogat-kiegyenlítője hasonló az AP600 mintegy hetven üzemelő erőműben kipróbált berendezéséhez, bár nagyobb annál. Hasonló nagyméretű térfogat-kiegyenlítőt alkalmaznak a South Texas erőműben.

A konténment szabadon álló, átmérője 29,6 m, maximálisan 4,07 bar nyomásra van tervezve.

Biztonsági filozófia

Az AP1000 biztonsági filozófiájának alapja: „az egyszerűbb biztonságosabb”. Az AP1000 négy passzív biztonsági rendszert tartalmaz, ezek az alábbiak: zóna üzemzavari hűtőrendszer, biztonsági befecskendező és nyomáscsökkentő rendszer, maradékhő-eltávolító rendszer, valamint a konténment hűtés. Ezek a passzív rendszerek eleget tesznek az egyszerűs meghibásodás elvének és figyelembe veszik a Three Mile Island baleset tanulságait. A passzív rendszerek megbízhatóságát két teljesítményszinten (600 és 1000 MW) sikerrel tesztelték. A passzív rendszerek és a kipróbált részrendszerek alkalmazása nemcsak a biztonságot, hanem az elfogadhatóságot is növeli. A rendszerek egyszerűsége, valamint az üzemeltetési határok széles volta csökkenti az operátori beavatkozások szükségességét, még a rendkívül valószínűtlen baleseti helyzetekben is.

A passzív rendszerek előnye, hogy csak természetes erőforrásokat használnak, azaz a gravitáció, a természetes cirkuláció, illetve az összenyomott gáz energiája működteti őket, ezért megbízhatóak. Nincs szükség tehát vészhelyzeti energiaellátásra. Tartalmaznak ugyan néhány egyszerű szelepet, ám ezek meghiúsodása szintén igen valószínűtlen.

Passzív rendszerek garantálják az erőmű biztonságát, biztosítva a zónahűtés és a konténment integritás fenntartását. A passzív rendszerek védettek az egyszerű meghibásodásokkal szemben és megbízhatóságukat valószínűségi biztonsági elemzésekkel igazolták. A passzív rendszerek egyszerűbbek a tipikus nyomottvízes atomerőművi biztonsági rendszereknél, nem tartalmaznak szivattyúkat, és csak kb. harmadannyi távműködtetésű szelep van bennük, mint az aktív rendszerekben.

A biztonsági befecskendező és nyomáscsökkentő rendszer három forrásból kap vizet: a zóna pótvíz tartályokból, a hidroakkumulátorokból és a konténmentben elhelyezett pihentető medencéből. Ezek a befecskendezési utak közvetlenül fűzőkával vannak a reaktortartályba bökötve, így nagy csőtörés esetén is biztosítják a vízbetáplálást.

A passzív konténment hűtőrendszer a végső hőelnyelő, amely baleset után gondoskodik arról, hogy a konténment nyomása ne haladja meg a tervezési értéket, majd kevesebb, mint öt óra alatt lecsökkenti azt a tervezési nyomás kb. 40%-ára. A konténment fém fala vezeti el a hőt a konténment belsőjéből, amelyet a természetes cirkuláció hajtotta levegő szállít tovább. Az elemzések szerint a konténment sértetlenül átvészeli a súlyos balesetet is, amit a korábbi konténmentekhez képest felére csökkentett keresztmetszetű átvezetések tesznek lehetővé. A javított konténment leegyszerűsíti a telephelyen kívüli hatásokra való felkészülés tervezését is.

Az elvégzett valószínűségi biztonsági elemzések tanúsága szerint a zónaolvadás éves gyakorisága $4,2 \times 10^{-7}$. Ez az érték jóval kisebb az NRC által megkövetelt 10^{-4} értéknél. A nagy aktivitás kibocsátásának gyakorisága pedig $3,7 \times 10^{-8}$, ami szintén sokkal alatta van az NRC által megkövetelt 10^{-6} -nak. Megjegyezzük, hogy a ma működő erőművekre a 10^{-5} körüli érték jellemző. A passzív biztonsági rendszereket alkalmazó erőművek nagy előnye a hagyományos nyomottvízes atomerőművekkel szemben a súlyos balesetek következményeinek hosszútávú csökkentése terén is megmutatkozik. A passzív biztonsági rendszerek ugyanis operátor beavatkozása és külső energiaellátás nélkül biztosítják a hőelvezetést, hosszabb ideig is. Az AP1000-ben a hűtés és borozás elegendő mértékben fenntartható legalább harminc napig egy súlyos balesetet követően. Tekintettel arra, hogy az AP1000 esetében a súlyos baleseti folyamatokat is figyelembe vették a tervezés során, sem a zóna-beton kölcsönhatás nem jöhet létre (a zónát visszatartják a reaktortartályban), sem pedig a hidrogén robbanása (hidrogénégetők és antikatalitikus rekombinátorok működnek).

Gazdaságosság, költségek

A beruházási költségek és az építési idő csökkentésére az AP1000 60%-al kevesebb szeleppel, 75%-al kevesebb csővezetékekkel, 80%-al kevesebb kábelt és 35%-al kevesebb szivattyút tartalmaz, mint egy hasonló konvencionális reaktor. A moduláris felépítés megkönnyíti az összeszerelést. A modulok kivétel nélkül vasúton szállíthatóak (az AP1000 több mint 270 modult tartalmaz). A modulok használata csökkenti a szerelési időt, és a helyszínen szükséges munkáslétszámot, növeli a gyári munka arányát, ezáltal jobb minőségellenőrzést téve lehetővé. Az F.2-3. táblázat a komponensek számának csökkentését mutatja be.

F.2-3. táblázat. A komponensek számának összevetése

komponens	1000 MW-os referencia	AP1000	csökkenés
biztonsági szelep (db)	2844	1400	51%
szivattyú (db)	280	184	34%
bizt. csővezeték	33000 m	5700 m	87%
kábel	3,8 millió m	1,7 millió m	56%

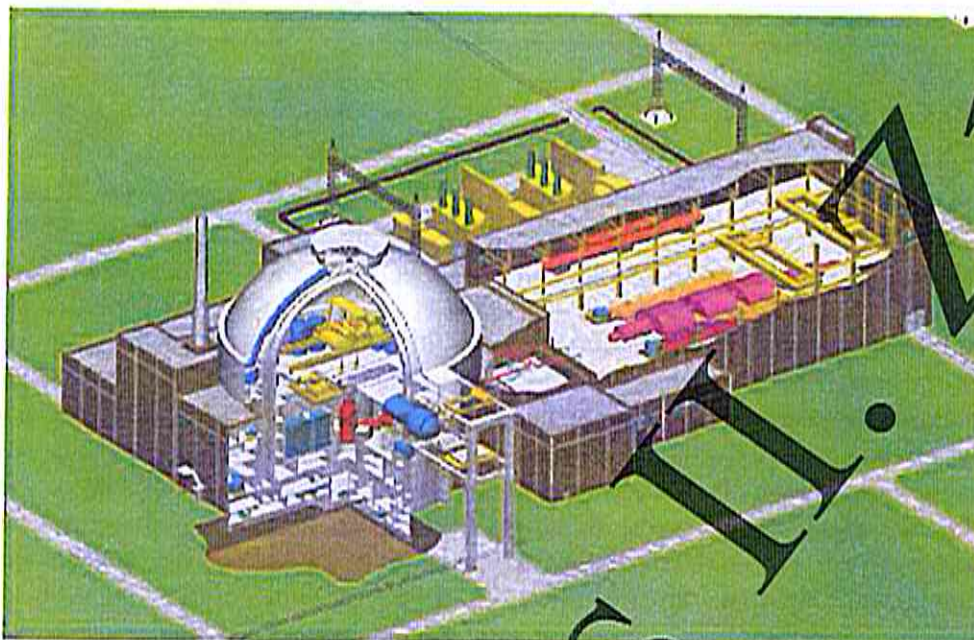
Már az AP600 szerelésének ütemezését is igen alaposan megtervezték. Az első elemzés, amely az általános ipari gyakorlaton alapult, azt mutatta, hogy 36 hónapra van szükség az alap betonozásának kezdetétől a fűtőelemek berakásának kezdetéig (50 munkaórás és öt munkanapos heteket feltételezve). Később az erőmű háromdimenziós számítógépes modelljét négydimenzióssá alakították, oly módon, hogy a kivitelezés idejét mint negyedik dimenziót is bevetették. Ezáltal lehetővé tették a szakemberek betekintését a kivitelezés minden részletébe. Ennek alapján kiderült, hogy a kivitelezés legalább négy hónappal lerövidíthető. Ennek a tervezésnek további előnye is van, hiszen így módon a potenciális beruházók bizalma megnő mind a kivitelezési időre, mind pedig a teljes beruházási költségre vonatkozó adatok hitelessége iránt. Az AP1000 tervezése során a turbinaházat áttervezték, hogy a nagyobb turbina elférjen, de törekedtek az AP600 terveinek minél nagyobb arányú megtartására. A konténment alapjában meg kellett erősíteni a beton szerkezetet az AP600-hoz képest (ez volt az AP1000 tervezése során a másik jelentős változtatás).

Becslések szerint az AP1000 tervezése során alkalmazott egyszerűsítések mintegy 20-30%-al alacsonyabb beruházási költséget eredményeznek, mint amit egy működő nyomottvizes erőmű esetében megszokhattunk. Ez különösen jelentős költségcsökkentés, ha figyelembe vesszük, hogy a nyomottvizes atomerőművek esetében a beruházási költség a teljes költség kb. 70%-a, míg a fennmaradó 30% teszi ki az üzemanyag árát, valamint az üzemeltetési és karbantartási költségeket.

A kipróbált alkatrészekből felépített, egyszerűsített konstrukció révén a karbantartást igénylő alkatrészek száma és így módon az erőmű személyzetének létszáma is jelentősen csökkenthető. Tekintettel arra, hogy csupa már használatos energiatermelő részrendszert alkalmaznak, a rendelkezésre állás ideje viszonylag megbízhatóan becsülhető. Ez várhatóan meghaladja majd a 93%-ot.

Az AP1000 egy egyszerű, kiforrott, típusként engedélyezett, biztonságos atomerőmű, amely várhatóan kedvező költségekkel megépíthető és üzemeltethető.

F.3. A VVER-1000 reaktor különböző változatai



F.3-1. ábra. Atomstroyexport MIR-200 (orosz) – AES2006

A Szovjetunióban a VVER (angol szóhasználatul a PWR) reaktorok fejlesztése igen hosszú múltra tekint vissza. Számunkra most csak az a fontos, ami a paksi VVER-440 V213 típusú reaktorok / atomerőművek kifejlesztése után történt.

A VVER-1000 rövid története, fejlődése és jelenlegi helyzete

A paksi VVER-440 V213 blokkok az eredeti VVER-440 V230 típusoktól alapvetően a hermetikus tér és a zóna vészútrendszer kialakításában különböznek. A paksi blokkok kialakítása már megfelel az európai követelményeknek.

Ennek ellenére felmerült az igény, hogy nyugati mintára a primerkört konténmentben helyezték el. Felmerült a nagyobb teljesítmény igénye is. Mivel a konténmenten belüli hely igen drága, és az ár a mérettel magas hatványok szerint növekszik, a hurkok számát négyre csökkentették és elhagyták a fő elzáró tolózárakat is, hiszen egy hurok tartós kizárása már a VVER 440-ekben sem engedélyezett. A VVER-1000-et a nyugaton már gazdaságosnak tekintett monoblokk struktúrával (1 reaktor - 1 turbina) építették.

A prototípus VVER-1000 blokkot a Novovoronyezsi Atomerőmű 5. blokkjaként építették fel. Az építkezés hét évig tartott: 1974-ben kezdődött és a blokk 1981-ben érte el végleges teljesítményét.

Létesítés szempontjából elvileg a VVER-1000 blokkoknak igen nagy esélyük lehetne Magyarországon, az alábbi okok miatt:

a blokk technológiája szervesen épül a VVER-440 technológiákra, így magyarországi bevezetése szakmai szempontok tekintetében igen egyszerű volna,

- a VVER-1000 zónáját nemzetközi tudós kollektíva évtizedekig kutatta a KFKI AEKI-ben, a ZR-6 kísérleti reaktor felhasználásával,
- az orosz és cseh gyártmányú nagyberendezések ára a világpiacon a mai napig igen kedvező,
- Bulgáriában és Csehországban is ilyen blokkok épülnek és épültek, tehát a szükséges ipari kapacitások revitalizálhatók.

Az eddig megépített típusok alapvető nukleáris, hőtechnikai és elektromos jellemzőikben nem különböznek, a legkorábbi voronyezsi blokkot (V187) kivéve, amelynek a zónája a többiekétől még kismértékben különbözik. A változatok alapvetően a különböző, a biztonságot és az élettartamot illető részletekben térnek el egymástól. Menetközben az üzemeltetés során észlelt hiányosságokat javították ki, illetve alkalmazkodni próbáltak az egyre szigorodó európai és amerikai elvárásokhoz.

A reaktortartállyal kapcsolatos továbbfejlesztések és javítások már a korai VVER-440 blokkokon megtörténtek, az üzemeltetési tapasztalatok alapján a VVER-1000-es tartályához már nem kellett nyúlni.

A VVER-1000-es gőzfejlesztője azonban jelentősen különbözik a VVER-440-esekétől, és ez az első néhány blokkon – főleg a dél-ukrajnai atomerőműben – meghibásodásokat okozott. A VVER-440-től eltérően a kollektorokat nagyszilárdságú szénacélból gyártották, és a hőcserélő csövek helytelen hegesztési technológiája miatt azokon repedések jelentkeztek. Ezeket a gőzfejlesztőket ki kellett cserélni és a gőzfejlesztők gyártási és üzemeltetési technológiáját meg kellett változtatni.

A turbináknál a lapátok végének sebessége korlátozott, ezért az 1500 ford/perc fordulátú turbinák utolsó fokozataiban a lapátok hossza és ezzel az átáramlási keresztmetszet is nagyobb lehet, mint a 3000 ford/perc fordulátú turbinák esetében. Ez jelentős előny, hiszen ebben az esetben a kisnyomású házak száma és így a turbina hossza is kisebb lehet. A nyugati országokban ezért 1000 MWe feletti teljesítményekre gyakorlatilag csak 1500 ford/perc fordulatszámú turbinákat használnak.

A volt Szovjetunióban a 3000 ford/perc fordulátú turbinákat Leningrádban, az 1500 ford/perc fordulátú turbinákat pedig Harkovban (Ukrajna) gyártották. Ezért a régebbi blokkokon (pl. Balakovo, Kalinin 1-2) még 1500 ford/perc fordulatszámú turbinákat találunk, míg az újabb építésű orosz blokkokon (pl. Kalinin 3-4) az import elkerülése végett 3000 ford/perc fordulatszámúakat alkalmaztak.

A Temelini atomerőmű részére a Skoda ugyan 3000 ford/perc fordulátú turbinákat gyártott, de ezek gyakorlatilag prototípusok voltak, korábban csak max. 500 MWe teljesítményekre készített a Skoda turbinát. A beüzemelés hosszúra nyúlt, mert vibrációs problémák leptek fel és az előmelegítőknél is instabilitások mutatkoztak. Talán ezek az okok vezettek arra, hogy a teljesítmény eleinte csak 980 és 780 MWe volt, de ezen azóta javítottak.

A rendszerváltás, illetve a Szovjetunió szétesése során több mint 20 tervezett/épülő erőmű építését állították le, és ez nem tett jót a szovjet, illetve az orosz energetikai nukleáris iparnak. A szovjet irányítástechnika a nemzetközi porondon amúgy sem aratott osztatlan sikert, gyakorlatilag az összes (késői) VVER-440 blokkon (így a magyar paksi 3-4. blokkon is) az illető országok más, rendszerint saját irányítástechnikát építettek be, és az orosz irányítástechnikát, blokkszámítógépet a régebbi blokkokon is lecserélték (a paksi blokkokon is módosítások történtek).

Az orosz tervezők folyamatosan fejlesztették a VVER-1000 technológiáját, nagyrészt az azóta általuk is elfogadott nemzetközi gyakorlat és követelmények mentén (pl. "core catcher", zónaolvadék csapda betervezésével stb.). Így alakult ki a Kínának megajánlott VVER-1000 blokk típus is, V466 reaktossal és nyugaton gyártott irányítástechnikával. Ezt a típust tovább akarják fejleszteni VVER-92 típusnévvel, ilyen lesz a novovoronyezsi erőmű 5. és 6.- blokkja.

Szükség mutatkozott kisebb egység teljesítmények iránt. A továbbfejlesztés egyik eredménye a VVER-640 (V407) volt, amely perspektivikusnak ígérkezett és a teljesítménye is illeszkedett volna a magyar energiahálózathoz. Sajnos a blokk fejlesztése és létesítése – gazdaságossági megfontolások miatt – időközben Oroszországban abbamaradt. A kialakuló és egyre nagyobb orosz energiacsúsz, továbbá a gázfogyasztás exportra történő kiváltásának igénye nem kedvezett az 1000 MW-nál kisebb teljesítményű blokkok fejlesztésének, ezért a relatíve kis teljesítményű blokkok jelenleg lekerültek a napirendről.

A VVER-640-es blokk a VVER-1000 „kistestvére” lett volna. Ugyanúgy négyhurkos, a primerköri nyomás azonos, a reaktor hőmérséklet 7 fokkal magasabb, a gőz nyomása 70.6 bar, hőmérséklete 286 fok, tehát a hatások is jobb. A tartály mérete azonos, a dúsítás 3.6% és a kiegészítés a tervek szerint 42 MW nap/órán.

Napjainkra a domináns irány a VVER-1000 V466 lett, amelynek két példánya üzembe helyezés alatt áll Kínában (Tianwan 1-2). Ezzel a blokkal nyert tendert 2006 novemberében az Atomsztróexport Bulgáriában, ahol két blokk fog létesülni 2014-ig. Az orosz elképzelések szerint – melyeket a kínai fél nem cáfol – a tianwani telephelyen két további blokk fog épülni.

A vége felé közeledik Bushehr építése Iránban, és az indiai Kudankulam blokkjaié is.

A VVER-1000 fő paraméterei

Az F.3-1. táblázatban áttekintjük a régebben épített VVER-1000 blokkok között domináns V320 típus és a jelenleg építettek között legjellemzőbb V466 típus fő paramétereit.

F.3-1. táblázat. A VVER-1000 reaktor fő paraméterei

Jellemző	V320	V466
Hőteljesítmény [MW]	3000	3000
Bruttó elektromos teljesítmény [MW]	1000	1060
Nettó (hátfazatra kimenő) elektromos teljesítmény [MW]	950	
Hurkok és fő keringtető szivattyúk száma [db]	4	4
Reaktor nyomás [MPa]	15,7	15,7
Gőzfejlesztők nyomása (telített gőz) [MPa]	6,3	6,3
MO ₂ mennyisége a zónában [kg]	75 000	
Hexagonális fűtőelem kazetták száma [db]	163	163
Kazetta "kulcsmérete" [mm]	234	234
Fűtőelemek száma kazettánként [db]	312	312
Fűtőelemek külső átmérője [mm]	9,1	9,1
Fűtőelemek átlagos lineáris terhelése [kW/m]	17,6	
Fűtőelemek maximális lineáris terhelése [kW/m]	44,8	
Zóna átlagos teljesítménysűrűsége [kW/l]	107	
Reaktor belépő hőmérséklet [°C]	290	291

Jellemző	V320	V466
Reaktor kilépő hőmérséklet [°C]	320	321
Frissgőz hőmérséklet [°C]	278	
Λ reaktor tartály külső átmérője [mm]	4535	
Friss fűtőelem dústása [%]	4,4	4,4
Átlagos kiégés [MWnap/tUrán]	43	55

A VVER-1000 telephelyei

A volt Szovjetunióban exportra csak VVER-440 és VVER-1000 típusú erőművek kerülhettek. Ezekből is természetesen a legtöbb a volt Szovjetunió területén épült.

A rendszerváltás előtt több mint 20 ilyen erőmű tervezése és építése volt folyamatban, a korai fázisban lévők építését akkor rendre törölték. Hosszú szünet után most kezdődött el a VVER erőművek tervezésének és építésének új hulláma.

A típus sajátosságainak áttekintése előtt összefoglaljuk, hol működnek és épülnek ilyen típusú atomerőművek jelenleg.

VVER-1000 blokkok Oroszországban

Oroszországban az F.3-2. táblázatban felsorolt atomerőművekben vannak VVER-1000 blokkok.

F.3-2. táblázat. VVER-1000 blokkok Oroszországban

Név	Blokk	MW*	Típus	Hálózat	Megjegyzés
Balakovo	U1	950	V320	1986	Balakovo, Saratov
	U2	950	V320	1988	
	U3	950	V320	1989	
	U4	950	V320	1993	
	U5	950		Épül	
	U6			Törölve	
Novovoronyeys	U5	950	V187	1981	Novovoronyeys
Kalinyin	U1	950	V338	1985	Tver, Volga mellett
	U2	950	V338	1987	
	U3	950	V320	2005	
	U4	950	V320	Épül	
Volgodonszk	U1	950	V320	2001	2008-ra tervezve
	U2	950	V320	Épül	
	U3			Tervezve	
	U4			Tervezve	

* Hálózatra menő hasznos teljesítmény

VVER-1000 a volt Szovjetunió nem orosz államaiban

F.3-3. táblázat. VVER-1000 blokkok Ukrajnában
(csak itt vannak VVER-1000-es blokkok)

Név	Blokk	MW*	Típus	Indítás	Megjegyzés
Hmelnyickij	U1	950	V320	1988	Hmelnyickij, Ukrajna
	U2	950	V320	2004	
	U3	950	-	Épül	
	U4	950	-	Épül	
Rovno	U3	950	V320	1986	Rovno, Ukrajna
	U4	950	V320	2004	
Dél-Ukrán AE	U1	950	V302	1982	Dél-Ukrajna
	U2	950	V338	1985	
	U3	950	V320	1989	
Zaporozsje	U1	950	V320	1984	Zaporozsje, Ukrajna
	U2	950	V320	1985	
	U3	950	V320	1986	
	U4	950	V320	1987	
	U5	950	V320	1989	
	U6	950	V320	1995	

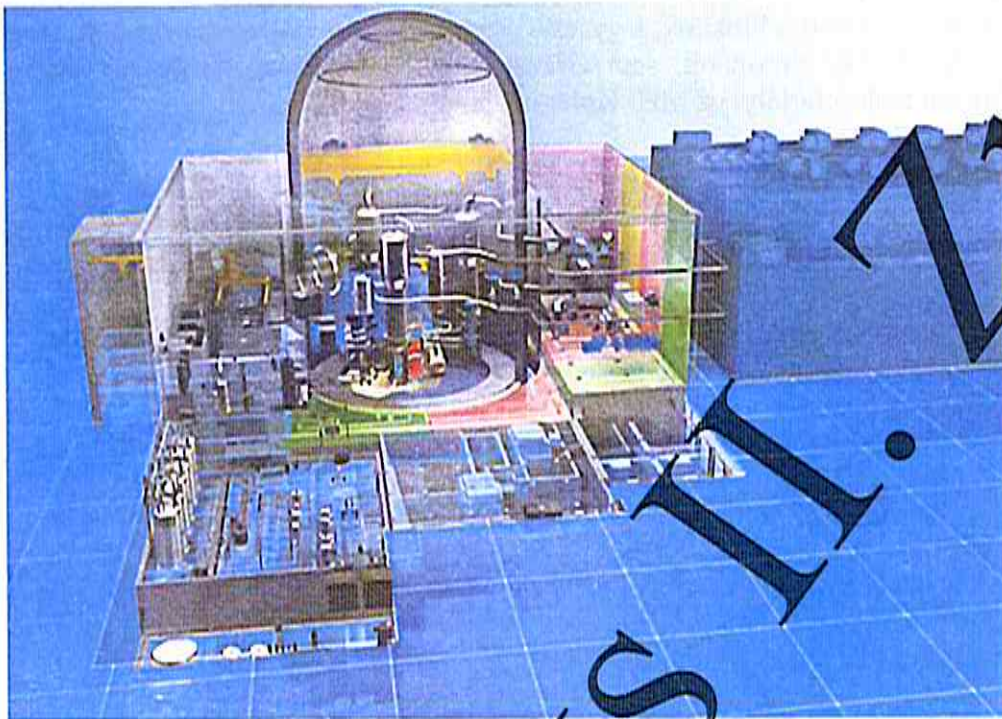
* Hálózatra menő hasznos teljesítmény

VVER-1000 blokkok kelet-európai és egyéb államokban

F.3-4. táblázat. VVER-1000 blokkok Kelet-Európában és egyéb országokban

Név	Blokk	MW	Típus	Indítás	Megjegyzés
Belene	U1	1060	V466	Épül	Atomsztrójeexport nyert (2013)
	U2	1060	V466	Épül	Atomsztrójeexport nyert (2014)
Kozloduy	U5	953	V320	1987	Kozloduy, Bulgária
	U6	953	V320	1991	
Temelin	U1	930	V320	2002	Temelin, Cseh Köztársaság, Skoda szekunder kör, Westinghouse irányítástechnika
	U2	780	V320	2003	
Bushehr	U1	950	V320	2008	Bushehr, Irán – üzembe helyezés
Tianwan	U1	1060	V466	2006	Tianwan, Kína
	U2	1060	V466	2007	Üzembe helyezés alatt
Kudankulam	U1	917	V412	Épül	Indul: 2008 - Kudankulam, India
	U2	917	V412	Épül	Indítás 2009-re tervezve

* Hálózatra menő hasznos teljesítmény

F.4. ATMEA1 - Mitsubishi-AREVA

F.4-1. ábra. ATMEA1 - Mitsubishi-AREVA

A japán reaktorgyártó cégek (Toshiba, Hitachi, Mitsubishi) a 90-es években elvégezték azokat a fejlesztéseket, mint amerikai partnereik az egyszerűsített, továbbfejlesztett reaktortípus kidolgozása érdekében.

A Mitsubishi Heavy Industries (MHI) továbbfejlesztett nyomottvizes blokkja számos, az AP600-al rokon jellemzővel rendelkezik, ami az egyszerűsítéseket és a passzív biztonsági rendszereket illeti. Előrelátást jelent, hogy szemben az AP1000-rel az 1000 MW-os egységet három hurokkal alakítják ki.

A forralóvizes technológia letéteményese Japánban a Toshiba Corporation, amely aktív részt vállalt az első továbbfejlesztett blokkok General Electric általi megépítésében (Kashiwazaki Kariwa 6-7, ABWR). Az MHI a nyomott vizes technológiát fejlesztette és gondnokolta. Japánban 23 blokkot épített, egy blokk van létesítés alatt (Forman-3).

A fenti felállást alaposan felforgatta, hogy a Toshiba vásárolta meg 2006-ban a BNFL által árult Westinghouse reaktorgyártó cég 77%-át. A cég szándéka a nyomottvizes blokkok piacából egy jelentős szelet megszerzése, elsősorban az AP1000 projektnek köszönhetően. Az ügylet létrejöttét az MHI azzal reagálta le, hogy stratégiai partnerségre lépett az AREVA-val. A partnerségi megállapodás aláírásakor azt hangsúlyozták, hogy céljuk a közös fellépés az 1000 MW teljesítmény tartományú nyomottvizes blokkok piacán. Ezen blokkokra előrejelzésük szerint nagy igény mutatkozik a fejlődő országokban.

Az MHI-AREVA technológiát kombináló blokk terveit kidolgozták.

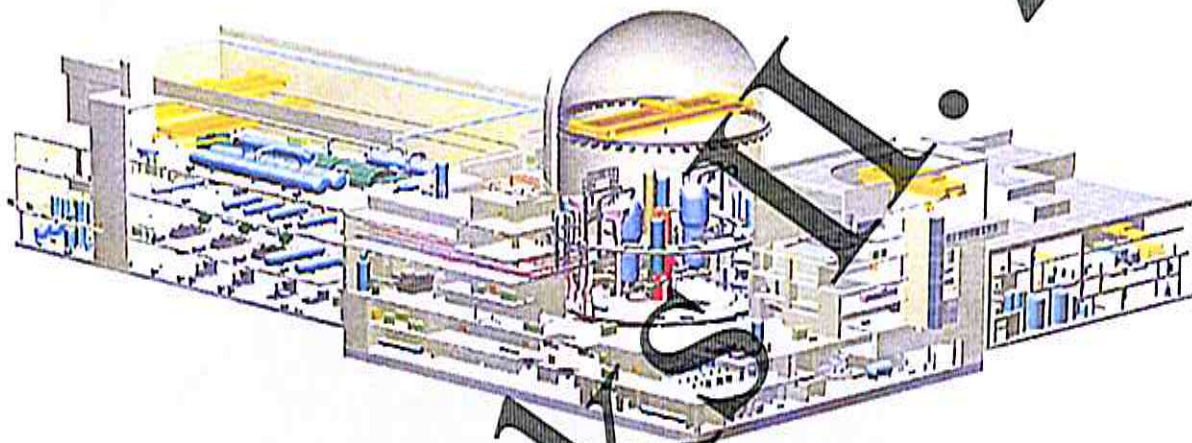
Tervezik azok NRC általi engedélyeztetését is.

A japán cégek kínálatára több mint érdemes odafigyelni. Japán volt az egyedüli fejlett ország, ahol a nukleáris erőműépítés nem szenvedett el akkora visszaesést, mint Amerikában, vagy Európában. Japánban – ha kisebb számban is – folyamatosan létesültek atomerőműi blokkok, a gyártó- és szerelő kapacitás életben maradt (ez nem mondható el sem Európáról, sem Oroszországról). Jellemző, hogy az épülő finn blokkhoz a reaktortartályt az MHI Kobe-i üzemében gyártják.

MVM Paks II. Zrt.

F.5. APR1400 - KEPCO

Az APR-1400 (F.5-1. ábra) egy 1400 MW villamos teljesítményű, evolúciós reaktor, amelyet a dél-koreai KHNP (Korean Hydro and Nuclear Power) vállalat fejlesztett ki az 1000 MW villamos teljesítményű, OPR1000 (Optimum Power Reactor) nevű előző verzió alapján. Mindkét reaktor alapját a Combustion Engineering cég System 80+ nevű blokkja jelenti, ezt eredetileg az 1990-es évek elején az USA-ban dolgozták ki. A nagyszabású dél-koreai fejlesztési program célja egy szabványos, 3. generációs reaktortípus létrehozása volt.



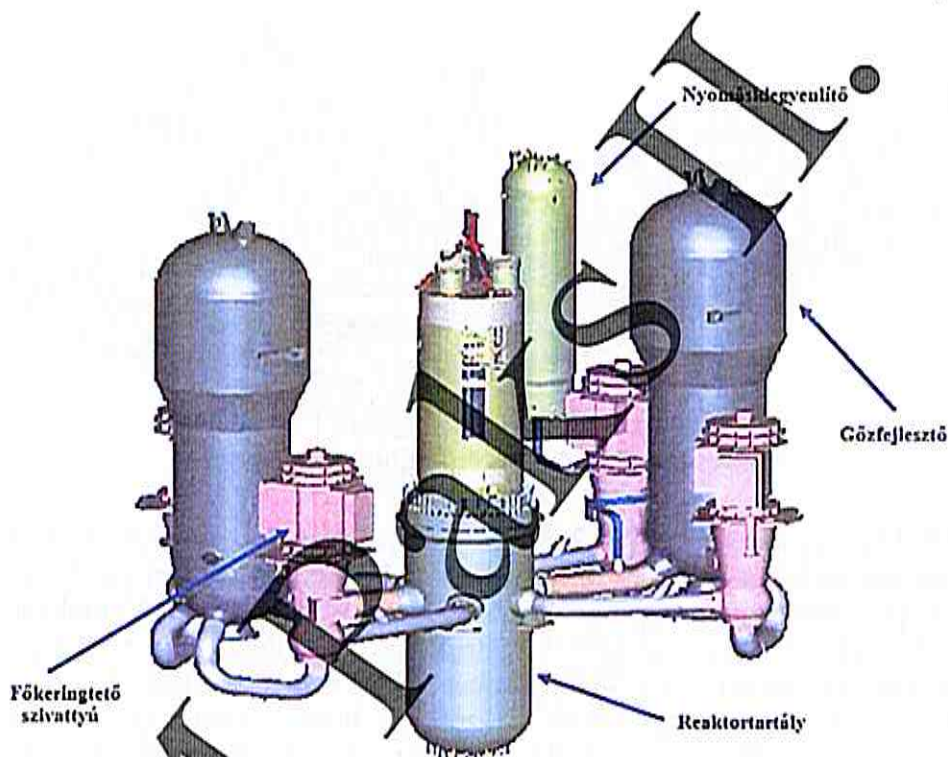
F.5-1. ábra: Az APR-1400 blokk látványterve

Az APR-1400 primer köre (F.5-2. ábra) nem szivattyós, két hurokból áll. Egy hurokban egy melegág és két hidegág található. Mindkét hidegágban van főkeringtető szivattyú (a konstrukció hasonló a Westinghouse gyártmányú AP1000 blokkéhoz). A melegágak egy-egy igen nagyméretű, függőleges gőzfejlesztőhöz csatlakoznak. A gőzfejlesztők egyenként 2000 MW termikus teljesítményt visznek el. Az U alakú gőzfejlesztő csövek anyaga A690 ötvözet, ez hosszú élettartamot biztosít. A vízmennyiség a szekunder oldalon akkora, hogy teljes tápvízvesztés esetén legalább 20 perc áll rendelkezésre a gőzfejlesztő teljes kiszáradásáig (ez növeli az üzemzavarok levezetésének hatékonyságát).

A reaktortartály anyaga és gyártása a nyomottvizes erőműveknél széleskörűen alkalmazott, bevált anyagokra és technológiákra épül. A tartály négy, közvetlen befecskendezést biztosító csőcsonton át képes vízutánpótlást kapni a konténmenten belül lévő nagyméretű átrakási víztartályból. A reaktortartály tervezési élettartama 60 év.

A reaktor aktív zónájában 241 db üzemanyag kazetta van, ezek a 16×16 pozíciót tartalmazó szabványos PWR kazettának felelnek meg. Az üzemanyagot a KHNP cég készíti, a gyártási folyamathoz dúsított UF₆ gázt szereznek be a világpiacon, az összes többi komponens koreai gyártmányú. Alapesetben az üzemanyag kerámia (kb. 4,5%-os dúsítású UO₂ tabletták), de az APR-1400 zóna neutronfizikai jellemzői olyanok, hogy a szabályozó rendszer átalakítása nélkül a blokk képes olyan töltettel is üzemelni, melynek maximum 1/3 része MOX fűtőelem. A legújabb típus, az ún. Plüüs7 kazetta üzemeltetési és üzemanyag hasznosítási jellemzőit jelentős mértékben

javították, pl. a kazettaszintű átlagos kiégés maximumát 55 MWnap/kgU értékre emelték. A kazetákban kiégő mérget (gadoliniumot) tartalmazó üzemanyag pálcák is vannak, hogy a bórsavkoncentráció ne legyen túl magas a primer körben. Az üzemanyag ciklus hossza jellemzően 18 hónap, ami további előnyt jelent a fűtőelemhasznosítás terén. A zóna támogatja a napi terheléskövető üzemmód (100%-50%-100%) használatát a teljes kampány során. A szabályozó rendszer emellett kezeli a 10%-os ugrásszerű terhelésváltozásokat, továbbá a $\pm 5\%$ /perc sebességi fel- és leterheléseket. 100%-os üzemben bekövetkezett terheléslépcső esetén a rendszer a blokkot automatikusan a háziüzem (3–5%) szintjére terheli le anélkül, hogy reaktor vészleállás vagy biztonsági rendszer működése bekövetkezne. A szabályozó rendszer 100%-os teljesítményen is „kivédi” a turbina vészleállását, ilyenkor sincs reaktor vészleállás.



F.5-2. ábra: Az APR-1400 blokk primerkörének nézetei [32]

Az APR-1400 blokkhoz egyetlen nagyteljesítményű turbina tartozik, melynek egy nagynyomású és három kisnyomású fokozata van, fordulatszáma pedig 1800/perc (60 Hz-es hálózathoz). A turbina bypass rendszerét úgy méretezték, hogy 100%-ról történő generátor terheléslépcső esetén is képes a gőzt elvezetni anélkül, hogy turbina vagy reaktor vészleállás lépne fel. A blokk irányítástechnikája teljesen digitális, amelyet egy számítógépes blokkvezénylőből vezérelnek. A reaktor védelmi rendszerét négyszeres redundanciával alakították ki.