

Atomerőművek súlyos balesetei kezelésére szolgáló létesítmények tervezési, minősítési elvei

Doktorandusz: Vilimi András

Témavezető: Dr. Katona Tamás János

Hely: PTE Breuer Marcell Doktori Iskola

2019. május 7.

Tartalom

1.	Bevezetés.....	5
2.	Előzmények.....	8
2.1.	Külső veszélyek kezelése és kritikus biztonsági kérdések 2011. előtt.....	8
2.2.	Külső veszélyek kezelése – biztonsági paradigma-váltás 2011. után	11
2.2.1.	A Fukushima Dai-ichi Atomerőmű balesete és tanulságai.....	11
2.2.2.	Célzott Biztonsági Felülvizsgálatok – stressz-tesztek.....	14
2.3.	Biztonsági paradigma-váltás – tervezés, felkészülés a lehetetlenre is	21
3.	A paksi atomerőmű gyakorlati problémáinak azonosítása	24
3.1.	A magyar Célzott Biztonsági Felülvizsgálat	24
3.2.	Intézkedések, gyakorlati problémák.....	26
3.2.1.	Az intézkedések áttekintése	26
3.2.2.	Az intézkedések realizálása	28
3.3.	Követelmények	29
3.4.	A kutatási feladat meghatározása.....	33
4.	A Balesetkezelési rendszerek tervezése, MINŐSÍTÉSE	36
4.1.	Funkcionális megfontolások	36
4.2.	Telephely specifikus külső veszélyek paraméterei	36
4.3.	Tervezés, tervezési alap és a tartalék meghatározása a szabványok szerint	37
4.3.1.	A tervezés és tervezési tartaléka az ASCE/SEI 43-05 szerint	37
4.3.2.	A tervezés tartaléka az EUROCODE szerint.....	40
4.3.3.	A koncepció általánosítása a külső veszélyekre	43
4.4.	A balesetkezelési rendszerek minősítése	44
4.4.1.	A meglévő SBK Rendszerek és Létesítmények Sérülékenységének és tartalékainak minősítése.....	44
4.4.2.	A tartalék minősítése a PSA és SMA módszerrel.....	45
4.4.3.	A PSA módszer lényege	46

4.4.4.	A földrengés hatásával szembeni tartalék minősítése determinisztikus módszerrel (SMA)	47
4.4.5.	Determinisztikus elemzések a talajfolyósodásra.....	47
4.5.	Az Új Súlyos Baleset-Kezelési Létesítmények Tervezési Alapja.....	48
4.6.	A Tervezési/Minősítési Konceptió Összefoglalása	49
5.	A biztonsági földrengésének hatása a polgári létesítményekre és a súlyos baleset kezelésére.....	50
5.1.	Az esettanulmány-földrengés definiálása	51
5.2.	Geotechnikai körülmények	53
5.3.	A lakosság és az épületek megoszlása.....	53
5.4.	Az épületkárok becslése	55
5.4.1.	Az esettanulmány-földrengés következményei	59
5.4.2.	Az atomerőmű telephelye alatt kipattanó földrengés következményei.....	60
5.5.	A földrengés által okozott egyéb károk.....	61
5.6.	A villamosenergia hálózat sérülése	63
5.7.	Az esettanulmány összefoglalása	64
6.	Meteorológiai jellegű külső veszélyekkel szembeni ellenállóképesség	65
6.1.	A klímaváltozás hatásai	66
6.2.	A klímaváltozás és a tervezési alap – biztonsági konzekvenciák	67
6.3.	Meteorológia veszélyek és az erőmű biztonsága	69
6.4.	Meteorológiai veszélyek és az atomerőmű sérülékenysége	71
6.5.	A meteorológia szélsőségek hatása a villamosenergia-termelésre.....	73
7.	Tézisek	75
8.	Hivatkozások.....	79
8.1.	Felhasznált irodalom	79
8.2.	Saját publikációk	86
8.2.1.	Idegen nyelvű folyóirat cikk.....	86
8.2.2.	Nemzetközi konferencia kiadvány	87

8.2.3. Hazai konferencia kiadvány.....	87
----------------------------------------	----

Ábrák

1. ábra A tartalék szemléltetése a szabadfelszíni veszélyeztetettségi görbén	39
2. ábra A 10^{-4} /év gyakoriságú földrengés PGA magnitúdó–távolság deaggregációja	51
3. ábra Intenzitás térkép az 1. eset szerinti földrengésre.....	52
4. ábra A kárkategóriák eloszlása az intenzitás függvényében	57
5. ábra Sérülékenységi görbe az EMS alapján a jelen vizsgálat céljaira létrehozva	58
6. ábra 2016. december 19-i löszomlás helyszíne	62
7. ábra 2016. december 19-i löszomlás.....	62
8. ábra A magyar villamosenergia-hálózat.....	64

Táblázatok

1. táblázat A mélységi védelem szintjei az INSAG-10 szerint.....	21
2. táblázat A mélységi védelem elve az NBSZ 3a szerint.....	23
3. táblázat A hatás és az ellenállás éves meghaladási valószínűsége adott megbízhatósági index mellett	42
4. táblázat Extrém meteorológiai paraméterek	43
5. táblázat Az épületek típusai Bács-Kiskun megye községeiben.....	54
6. táblázat Az épületek típusai Bács-Kiskun megye városaiban (Kecskemét kivételével) ..	54
7. táblázat Várható sérülések VII. és VIII. intenzitás esetén.....	57
8. táblázat Várható sérülések Bács-Kiskun megye falvaiban.....	59
9. táblázat Várható sérülések a VIII. intenzitású területeken az 1. esetben, Paks	59
10. táblázat Várható sérülések a VIII intenzitású területeken a 2. esetben.....	60
11. táblázat Várható sérülések a VIII. intenzitású területeken a 2. esetben, Dunaszentgyörgy	61
12. táblázat Meghaladási valószínűségek új atomerőműre vonatkozóan	68
13. táblázat A meteorológiai veszélyek gazdasági hatás szerinti osztályozása	71
14. táblázat A ritka meteorológiai veszélyek értékelése.....	72

1. BEVEZETÉS

Az atomerőművek extrém külső veszélyekkel – földrengés, szél, tornádó, repülőgép rázuhanás – szembeni biztonsága a Fukushima Dai-ichi Atomerőmű balesete okán a nemzetközi szakmai érdeklődés középpontjába került. A biztonság minden aspektusa kritika és továbbfejlesztés tárgyává vált; úgy a veszély jellemzése, különös tekintettel a 10^{-4} /év-nél kisebb gyakoriságokra, mint a tervezés, a konstrukciós és technológiai megoldások, a balesetelhárítási eszközök és eljárások, valamint a biztonság kvantitatív elemzésének módszerei.

A biztonságra való tervezés a mélységi védelem elve alapján történik, amelynek öt szintje van. A fukushimai tragédia tanulsága alapján a negyedik és az ötödik szint, azaz a zónasérüléssel járó balesetek és a súlyos balesetek, valamint a komplex üzemzavarok, s a külső veszélyek tekintetében a tervezési alapot meghaladó hatások igen fontossá váltak, s függetlenül rendkívül kis gyakoriságtól. Azaz, legyen bármilyen kis valószínűsége egy katasztrófának, súlyos balesetnek, az sohasem zárható ki teljes bizonyossággal, tehát jó előre fel kell készülni az elhárításra, s nem elég biztonsági elemzésekkel igazolni, hogy az esemény, a baleset valószínűsége elhanyagolható. Ezért kellene Pakson például súlyos baleset-kezelő dízelgenerátorok a blokkonként három üzemzavari dízelgenerátor mellett, sőt ezért kell a Duna mellett még független hűtővíz forrásról gondoskodni.

A Fukushima Dai-ichi Atomerőmű katasztrófáját követő európai stressz-teszt fókuszában épp a súlyos balesethez vezető eseményláncok és a súlyos baleset elhárítására és kezelésére való felkészülés volt. Ez nem új követelmény. Magyarországon a súlyos baleset kezelés az ezredforduló óta a biztonságnövelés központi feladata, így például a baleset során keletkező hidrogén-kezelése már a fukushimai tragédia előtt jórészt megoldott volt a Paksi Atomerőműben. Ennek az előrelátásnak volt köszönhető, hogy a Paksi Atomerőmű megfelelt az EU által kezdeményezett Célzott Biztonsági Felülvizsgálaton, s teljesítette az üzemidő hosszabbításra vonatkozó biztonsági normákat is.

Az atomerőművet nagy biztonsági tartalékokkal tervezik a kis gyakoriságú (10^{-4} /év) eseményekre, szemben például az MSZ EN 1998-1 Eurocode 8 által előírt $1/475$ év gyakoriságú földrengéssel. E tartalékok révén valósul meg a biztonság a még kisebb valószínűségű eseményeknél, amely tartalékot egzakt módszerrel minősíteni kell, hogy bizonyosak lehessünk, hogy a tervezési alapan szereplő igénybevételek bizonyos mértékű meghaladása esetén is megmaradnak a betervezett biztonsági funkciók, s a baleset-kezeléshez szükséges

létesítmények, mint például a Védett Vezetési Pont¹. Az ennél is súlyosabb következményekkel járó, s az ennél is valószínűtlenebb eseményekhez kellene a baleset-kezelési létesítmények, mint például a súlyos baleseti dízelgenerátorok, a Tartalék Vezetési Pont, illetve baleset-kezelési eszközök és eljárások.

Az atomerőmű tervezési alapjába tartozó veszélyeket tekintve – úgy a figyelembe veendő hatások, mint a megfelelés kritériumai tekintetében – a nukleáris biztonsági szabályozás és a nukleáris ipari szabványok egyértelmű útmutatást adnak a tervezéshez. Ugyanakkor, sem a tartalékok minősítése, sem pedig a súlyos balesetek kezelésére szolgáló létesítmények tervezése terén sincs kodifikált gyakorlat. Általános szabály az, hogy a tervezési alapba tartozó veszélyek hatásaira konzervatív, míg a tervezési alapot meghaladó extrém hatásokra best-estimate módszereket lehet alkalmazni, s a tervezési követelményeket és a megfelelés kritériumait is egyedileg kell meghatározni. Nyilvánvaló, hogy a teljesen szélsőséges hatásokra való tervezésnek, a biztonsági funkció teljesítésén túl és amellet is, meg kell felelni a műszaki-gazdasági észszerűség követelményének.

A külső veszélyek – s itt a földrengést, mint nem előjelezhető és hirtelen eseményt lehet kiemelni – fontos sajátosság az, hogy a vizsgált létesítményben közös okú meghibásodásokat okozhat, sőt a telephelyen és a telephelyen kívül is kifejti hatását, miáltal a balesetkezelés blokkon belüli, telephelyi és telephelyen kívüli szintjeit egyaránt érinti. Ennek megfelelően a balesetkezelésnek három fontos eleme, szintje van:

1. Az atomerőművi technológia részét képező, vagy ahhoz kötött rendszerek, berendezések és eszközök szükségesek a létesítményen/blokkon belül.
2. Megfelelő mobil vagy rögzített eszközöknek kell lenni a telephelyen, melyekre szükség lehet a baleset-elhárítási feladatok elvégzéséhez.

Fentiek kapcsán a kérdés az, mi legyen ezek tervezési alapja, milyen tartalékokkal rendelkezzenek a külső veszélyek, jelesen a földrengés hatásaival szemben, hogy olyan esetben is rendelkezésre álljanak, amikor a balesethez vezető eseménysort épp egy tervezési alapot meghaladó külső hatás, például egy tervezési alapot meghaladó földrengés, indította el. A

¹ A súlyos baleset-kezelés létesítményei esetében, mint a tűzoltó-laktanya, vagy a Védett Vezetési Pont a rendszer-rendszerem kifejezések használata erőltetett lenne és a lényegét sem tükrözné.

szükséges eszközöknek, berendezéseknek túl kell élniük, azt az esemenyláncot, míg alkalmazásuk megtörténik.

3. Megfelelő infrastruktúrára van szükség regionálisan/országosan, ami biztosítja a hosszú távú baleset-elhárítási feladatok végrehajtását, eszközök pótlását, üzemanyag biztosítását, csere személyzet beszállítását.

Itt az is fontos kérdés, milyen hatása van a földrengésnek az atomerőmű környezetére, s ez mennyiben befolyásolja a fentieket. Az infrastruktúrának biztosítani kell a szállítási útvonalakat, mind a csere személyzet mind a szükséges eszközök telephelyre szállításához.

Nem foglalkozunk a fentiekkel kapcsolatban az eljárásrendek, balesetkezelési eljárások és a személyzet felkészítésének kérdésével, jóllehet nyilvánvaló, a telephelyi személyzetnek megfelelően képzettnek, gyakorlottnak és pszichológiailag felkészültnek kell lennie a rendkívül nehéz helyzet kezelésére.

Jelen dolgozat középpontjában a fenti problémák vizsgálata és kezelése áll. A téma multidiszciplináris. Mérnökszeizmológiai, építészeti, építőmérnöki, gépészeti és nukleáris-technológiai ismeretek integrálására van szükség. A vizsgálatok jellegüket tekintve elméletiek, de magukban foglalták a műszaki koncepciók kritikai, összehasonlító elemzését és az elérhető nemzetközi példák értékelését is. A tézisekben megfogalmazott következtetések – a szerző legjobb szándéka szerint – gyakorlatiak.

2. ELŐZMÉNYEK

2.1. KÜLSŐ VESZÉLYEK KEZELÉSE ÉS KRITIKUS BIZTONSÁGI KÉRDÉSEK 2011. ELŐTT

Az atomerőművek földrengéssel szembeni biztonságával, védelmével szisztematikusan az USA-ban kezdtek el foglalkozni már a 70-es években. Az NRC 1977-ben elindított szisztematikus felülvizsgálati programjának célja, hogy a régebbi típusú blokkok biztonságát – felszámolva az esetleges tervezési és minősítési hiányokat – megfelelően igazolják. 1980-ban az „Unresolved Safety Issue A-46” program központi eleme az alapvető biztonsági funkciók, azaz a reaktor leállítása, meleg vagy hideg leállított állapotig történő lehűtése, és megadott ideig (72 óra) történő hűtése megvalósításához szükséges mechanikus és villamos/elektronikai eszközök, berendezések szeizmikus újraminősítése volt [1]. Az újraminősítések a sikerágra, azaz a biztonsági funkciók megvalósításához szükséges szerkezetek, rendszerek, komponensek minimális halmazára koncentráltak. A programban az USA atomerőműveinek háromnegyede érintett volt. Fontos módszertani eredmények is születtek a fentiek keretében, mint például a berendezések empirikus minősítésének módszertana, amely a folyamat technológiai létesítmények, hő és atomerőművek földrengés-káradataira, analízisek és tesztek eredményeire épült.

Rendszerszintű, azaz az atomerőmű egészének viselkedését minősítő, s minden külső veszélyre kiterjedő program, az NRC által 1991-ben elindított, „Individual Plant Examination of External Events” (IPEEE) program volt, amely a tervezési alapot meghaladó hatások és a súlyos baleseti sérülékenységek vizsgálatát tűzte ki célul. Az IPEEE során a földrengés/külső veszély másodlagos hatásait is elemezték, úgymint a földrengés miatt bekövetkező elárasztások és tüzek hatásait.

A program messze „megelőzte korát”.

Míg 2000 előtt alig volt rá példa, hogy egy atomerőmű telephelyét jelentősebb külső esemény veszélyeztesse, vagy földrengés érje, 1999-től ilyen események szerencsés és fatális sorozata következett be. Az első Tajvanon 1999-ben történt, ahol a Chi-Chi földrengést három atomerőmű sérülés nélkül elviselte. 2005-ben Japánban, az Onagawa, 2007-ben a Shika és a Kashiwazaki-Kariva atomerőmű élt át lényegi sérülés nélkül tervezési alapot meghaladó földrengést. 2011-ben történt a Fukushima Dai-ichi Atomerőmű katasztrófája, de ugyanekkor 14 keleti partvidéki japán blokk túlélte a földrengést. 2011. augusztusában az USA-ban a North

Anna Atomerőművet ért tervezési alapot meghaladó földrengés. S ebben az időszakban voltak jelentős, atomerőmű telephelyeket veszélyeztető árvizek, s az Irene, a Jeanne, a Katrina, a Sandy hurrikánok.

A legfontosabb eredménye az IPEEE programnak módszertani volt. Óriási fejlődés történt a telephely-vizsgálat és a külső veszélyek jellemzése módszertanában, amelyet e fejlődés eredményeként ma a valószínűségi megközelítés dominanciája jellemez. Alternatív módszereket dolgoztak ki a rendszerelem és az erőmű szintű sérülékenység minősítésére. Alternatív módszereket dolgoztak ki a teljes erőmű biztonságának elemzésére. Ilyen volt az atomerőmű földrengés hatásával szembeni biztonsági tartalékának determinisztikus elemzése (Code Deterministic Seismic Margin Assessment – SMA, [2]), a földrengés valószínűségi biztonsági elemzés, földrengés PSA (ASME/ANS RA-S-2008).

A nemzetközi hatások és a hazai, a Paksi Atomerőmű bővítésére irányuló törekvések hatására a telephely földrengés veszélyeztetettsége és az atomerőmű földrengés-biztonsága előtérbe került a nyolcvanas évek közepén.

A paksi atomerőmű telepítésekor a földrengés-veszélyt az MSK-64 skála szerint ötös intenzitásfokra becsülték, amihez szabvány szerint 0,012-0,025g maximális vízszintes gyorsulást rendeltek, s így – az akkori szovjet normáknak megfelelően – az atomerőművet sem szerkezeti, sem rendszertechnikai, szempontból nem tervezték földrengés hatásaira, s az aktív berendezéseket nem vetették alá szeizmikus minősítésnek. A telephely szeizmicitásának fatális alábecslésére nyolcvanas évek második felében végzett geológiai, szeizmológiai vizsgálatok rámutattak. 1993-ban kiderült, hogy a tervezés alapját képező biztonsági földrengés maximális vízszintes gyorsulás értéke több mint tízszerese lehet a tervezéskor feltételezettnél. 1993-ban a Paksi Atomerőmű Zrt. egy átfogó projektet indított (Katona, 1995; Katona, Szepes, 1997; Katona, 1997a), amely a paksi atomerőmű legnagyobb volumenű, csaknem másfél évtizedig tartó biztonságnövelő projektje lett. A projekt a nemzetközi gyakorlatban precedens nélküli volt, mivel egy földrengésre nem tervezett létesítményt kellett földrengésállóvá tenni, azaz mind jogi, mind pedig műszaki értelemben kezelni kellett azt, hogy az atomerőmű tervezési alapja (Katona, 2001b; Katona, 2003). Lényegében az üzemeltetési engedély alapja megváltozott, s a hatóság visszavonta, s feltételelessé tette az atomerőmű blokkjai állandó üzemeltetési engedélyét, ami jelzi a probléma súlyosságát. A Paksi Atomerőmű Rt. előterjesztését mérlegelve a nukleáris biztonsági hatóság 1993-ban az RE-1103 számú

határozatával jóváhagyta a földrengés-biztonság megvalósításának koncepcióját és a projekt tervét. A projekt az alábbi fő feladatokat ölelte fel:

- (1) a paksi telephelyre a földrengés-veszély újraértékelését, a biztonsági földrengés jellemzőinek meghatározását, a telephely geotechnikai vizsgálatát, a talajfolyósodás elemzését;
- (2) a földrengés-biztonság megvalósítása elvi alapjainak, koncepciójának meghatározását;
- (3) a biztonságos leállítási és hőelvonási technológiájának kidolgozása, valamint a földrengés-biztonsági szempontból létfontosságú szerkezetek, rendszerek és berendezések jegyzékének elkészítését;
- (4) földrengés esetén követendő üzemeltetői eljárások kidolgozását és bevezetését, szeizmikus műszerezés telepítését;
- (5) a megkövetelt biztonsági funkciók megvalósításához szükséges szerkezetek, rendszerek és komponensek földrengésállóságának értékelése;
- (6) a földrengésállóság növelését szolgáló megerősítések és minősítések megtervezését és megvalósítását,
- (7) a projekt eredményeként elért földrengésbiztonságot a valószínűségi biztonsági elemzés módszerével értékelni kellett, s az ebből eredő intézkedéseket is meg kellett tenni.

A Paksi Atomerőmű VVER-440/V-213 típusú blokkjain már a létesítést követő korai szakaszban elkezdődtek a biztonságnövelő intézkedések. Az AGNES projekt, melynek célja és eredménye a paksi blokkok biztonságának korszerű eszközökkel történő értékelése volt, 1991-ben kezdődött, az 1986-os csernobili balesetet követő, a szovjet tervezésű atomerőművekkel szemben megfogalmazott nemzetközi kritika hatására.

A földrengés-biztonság első értékelését is az AGNES projekt keretében végezték el. Az AGNES projekt részét képezte a balesetek lehetőségének és kezelésének elemzése is.

A '70-es évek nemzetközi gyakorlatának megfelelően a Paksi Atomerőmű biztonsági jelentése nem foglalkozott a külső veszélyekkel, illetve a balesetekkel. Ezeket az elemzéseket pótlólagosan az AGNES-program keretében hajtották/hajtottuk végre. Az elemzések azt mutatták, hogy a beépített nagy mennyiségű beton és acél, valamint a nagy víztömege miatt a blokk a súlyos balesete jobban kezelhető, mint sok nyugati társáé. Ugyanakkor balesetkezelési

eljárások kidolgozása és bevezetése szükséges ahhoz, hogy a baleset következményei tovább csökkenthetők legyenek.

Elkészült a Paksi Atomerőmű 1. szintű valószínűségi biztonsági elemzése (PSA), majd 2. szintű PSA is. Ezek az elemzések a determinisztikus elveket meghaladva valószínűségi értékeléseket adtak üzemzavarok lefutására, további gyenge pontokat feltárva, javító intézkedéseket indukálva.

Segítettek meghatározni az intézkedések prioritását, fontosságát. A valószínűségi biztonsági elemzések használata azóta is folyamatos. Az AGNES-program jelentősen hozzájárult ahhoz, hogy a Paksi Atomerőmű tovább üzemelhetett Magyarország EU-s csatlakozása után, tovább nélkülözhetetlen volt az üzemidőhosszabbítás előkészítéséhez.

A tízévente végrehajtandó időszakos biztonsági jelentés (IBJ) 2007. évi jelentésében a Paksi Atomerőmű Zrt. elhatározta a súlyos baleseti koncepció, súlyos balesetkezelési útmutatók kidolgozását. Ezzel olyan kis gyakoriságú események következményeinek csökkentésére válik lehetőség, melyet a tervezési alapon már nem kellett figyelembe venni. Az átalakítások 2014-re lezárultak, ezek keretében minden blokkra hidrogén rekombinátorok, súlyos baleseti mérőrendszer kerültek kiépítésre. Megvalósult a reaktortartály külső hűtése, mely segítségével akár az olvadt zóna is hűthető marad hosszú időn keresztül [3]. Kidolgoztuk a súlyos baleseti útmutatókat, létrehoztuk a baleset-elhárítási szervezetet a koncepciónak megfelelően. A súlyos baleset-kezelés koncepciójának fontos eleme volt, hogy a nemzetközi gyakorlattal összhangban egyidejűleg csak egy blokk súlyos balesetével számoltak.

A VVER országok Európában (Finnország, Csehország, Szlovákia, Magyarország) eltérő ütemezésben, de hasonló úton haladtak, így a VVER-440 blokkokat a fukushimai balesetet követő stressz-tesztek nem érintették érzékenyen.

2.2. KÜLSŐ VESZÉLYEK KEZELÉSE – BIZTONSÁGI PARADIGMA-VÁLTÁS 2011. UTÁN

2.2.1. A Fukushima Dai-ichi Atomerőmű balesete és tanulságai

2011. március 11-én Japán legnagyobb földrengését követően létrejött extrém méretű szökőár következtében súlyos reaktorbaleset történt a Fukushima Dai-ichi Atomerőműben. A Tohoku régió térségében, a tengerparttól mintegy 130 km-re, 24 km-es mélységben egy $M_w=9-9,1$ momentum magnitúdójú földrengés történt, amely a Fukushimai Atomerőmű telephelyén

erőmű tervezési alapját¹ jelentősen meghaladó mértékben megrázta az atomerőmű területét. Ennek következtében az erőmű épp működésben lévő blokkjai leálltak. Mivel a földrengés következtében súlyosan megsérült a villamos távvezeték-hálózat, a telephely külső áramellátása megszűnt. A veszélyhelyzeti villamos betáplálást automatikusan az erre a célra szolgáló dízelgenerátorok vették át. Ezekkel biztosítható volt a leállt reaktorok és a pihentető medencék megfelelő hűtése.

Nagyjából 50 perccel a földrengést követően a telephelyet elérte az óceán alatt kirobbant földmozgás miatt kialakult szökőár. A telephely környékét teljes mértékben letaroló víz magassága lényegesen meghaladta az erőmű tervezésekor figyelembe vett maximális lehetséges vízmagasságot. Különböző berendezések elárasztása miatt a dízelgenerátorok működésképtelenné váltak. Teljesen megszűnt a blokkok áramellátása. Mivel a leállított blokkok hőtermelése még jelentős mértékű volt, a szükséges hűtés hiányában a hűtővíz elforrt, a fűtőelemek szárazra kerültek, részben megolvadtak.

A fűtőelemek túlhevülése során keletkezett hidrogén az 1., 2. és 3. reaktorokon alkalmazott nyomáscsökkentések, vagy tömörtelenségek miatt kijutott a hermetikus védőépületekbe, onnan a reaktorépületekbe, ahol felrobbant. Súlyosan megsérült az 1., 2., 3. és 4. reaktor épülete, aminek következtében jelentős mennyiségű radioaktív anyag került ki a környezetbe. A pihentető medencékben tárolt kiégett fűtőelemek hűtésének kimaradása a későbbiekben ugyancsak a fűtőelemek károsodásához vezetett.

A kibocsátott radioaktív anyagok következtében a telephelyen igen magas lokális dózisteljesítmény értékek alakultak ki, jelentősen megnehezítve a balesetkezelés és baleset-elhárítás végrehajtását.

A lakosságra gyakorolt egészségügyi hatások minimalizálása érdekében a japán hatóságok még a jelentős környezeti kibocsátások előtt március 11 és 12-én, több lépcsőben (előbb 2 km, 3 km, majd 10 km) kiürítették az erőmű 20 km-es környezetét. A későbbiekben a lezárt zónát 30 km-es körig bővítették, ahova korlátozott a civil lakosság belépése.

¹ Tervezési alap: „A nukleáris létesítmény és rendszereinek, rendszerlemeinek azon jellemzői, valamint a rendszerek, rendszerlemelek által ellátni szükséges funkciók, amelyek megléte szükséges a feltételezett kezdeti események ellenőrzött kezeléséhez, a meghatározott sugárvédelmi követelmények kielégítése mellett.”

A személyzet óriási erőfeszítéssel, példamutató fegyelmezettséggel és önfeláldozással, a külső áramellátás helyreállítása után, a megfelelő eszközök birtokában stabilizálta a reaktorblokkok és a pihentető medencék állapotát. Ezzel jelentősen lecsökkentették a további nagymértékű radioaktív kibocsátások veszélyét.

A Fukushima Dai-ichi Atomerőmű 1.–4. reaktorai súlyosan megsérültek, a környezeti és a telephelyi szennyezés felszámolása feltehetőleg éveket, illetve évtizedeket fog igénybe venni. A baleset igen súlyosan érintette Japán egész gazdaságát és az egész világon megrendítette az atomerőművek biztonságába vetett bizalmat.

A nukleáris ipar gyakorlatában általános eljárás, hogy a szokatlan eseményeket, üzemzavarokat, baleseteket eddig is részletesen megvizsgálták annak érdekében, hogy ezek újabb előfordulását kizárják vagy bekövetkezésük esélyét, lehetséges következményeit csökkentsék. Éppen ezért elkerülhető lett volna a fukushimai baleset, hiszen a már említett esetek, azaz az Onagawa, Shika és a Kashiwazaki-Kariva atomerőműveket ért földrengések, valamint a chilei szökőárak és a 2004. évi indiai-óceáni szökőárak elindítottak egy felülvizsgálati folyamatot és biztonságnövelő programokat. Ez a folyamat érintette a Fukushima Dai-ichi Atomerőművet is, amely erőművet – lévén az egyik legrégebben üzemelő japán erőmű – épp üzemidő-hosszabbítás előtt állt.

A bekövetkezett baleset a fukushimai atomerőmű alábbi (műszaki és menedzsment) gyengeségeire világított rá:

- a természeti eredetű külső hatásokra vonatkozó tervezési alap korszerűsítésének elmaradása,
- a tervezési alapot meghaladó külső hatások katasztrofális következménye,
- a villamos betáplálás teljes elvesztésének tartóssága,
- a reaktorban és a pihentető medencében lévő fűtőelemek szükséges hűtésének tartós kimaradása,
- a reaktorok súlyos balesete során létrejött hidrogén felrobbanása,
- a balesetelhárítási szervezet működésének kezdeti zavarai.

2.2.2. Célzott Biztonsági Felülvizsgálatok – stressz-tesztek

A Fukushima Dai-ichi Atomerőmű súlyos balesete nyomán jogosan merült fel a kérdés, hogy hasonló esetekben mi történne a világ különböző atomerőműveiben. A felülvizsgálatnak ezért alapvetően a következő kérdéseket kellett megválaszolnia:

- A telephelyen lehetséges természeti eredetű külső hatásoknak megfelelően van-e megválasztva az adott erőmű tervezési alapja?
- Hogyan viselné el az erőmű a tervezési alapot meghaladó külső természeti hatásokat?
- Milyen módon következhet be tartósan az erőmű villamos betáplálásának teljes elvesztése és mi lehet ennek következménye?
- Milyen módon következhet be tartósan az erőműben a szükséges fűtőelem-hűtés tartós kimaradása és mi lehet ennek következménye?
- Megfelelően felkészült-e az erőmű a reaktorok és a pihentető medencék súlyos balesetének elkerülésére, az esetlegesen bekövetkező súlyos balesetek következményeinek csökkentésére?
- Megfelelően felkészült-e az erőmű baleset-elhárítási szervezete a fenti események kezelésére, beleértve a fenti események kombinációit, valamint a valamennyi blokk reaktorára és pihentető medencéjére kiterjedő baleseti helyzeteket?

A kérdések megválaszolása minden érintett ország viszonylatában a Célzott Biztonsági Felülvizsgálat során történt meg. A nemzeti nukleáris hatóságok Európában, amelyek szuverén módon döntenek az atomerőművek működésének engedélyezéséről, önként vállalták, hogy az általuk felügyelt atomerőműveket egységes felülvizsgálatnak vetik alá. A nemzeti nukleáris hatóságok jelentéseit egységesen szervezett nemzetközi szakértői vizsgálat részeként tekintették át. A meghatározott intézkedések előrehaladását két évente közösen ellenőrzik.

Az eredmények az Európában működő atomerőműveknél súlyos, azonnali beavatkozást igénylő intézkedést nem tettek szükségessé, azonban az atomerőművek környezeti hatásokkal szembeni robusztusságának növelésén, valamint a baleset-elhárítás további fejlesztésén minden ország tevékenyen dolgozott és dolgozik [4].

Következmények: USA

Az Amerikai Nukleáris Hatóság (NRC) alapos vizsgálatot folytatott, hogy az általa engedélyezett atomerőművek esetében milyen tanulságai lehetnek a fukushimai balesetnek, s

ennek alapján egyeztetve az engedélyesekkel készült el az intézkedések rang és időbeli sorolása, amit az engedélyesek vállaltak [5]. Azonnali beavatkozást igénylő biztonsági hiányosságot nem találtak az erőműveknél és nem csak az erőműveket, hanem a hatósági (NRC) előírásokat, ajánlásokat is felülvizsgálták. Az intézkedéseket három csoportba sorolták [6]:

- 1-es szint: azonnal végrehajtandó intézkedés a biztonság és a lakosság egészségének megóvása érdekében;
- 2-es szint: azok az intézkedések, melyek bevezetését megelőzően további értékelések végrehajtása szükséges, nem igényelnek ugyanakkor hosszú idejű vizsgálatokat és végrehajthatók, ha minden szükséges technikai és műszaki információ rendelkezésre áll;
- 3-as szint: olyan intézkedések tartoztak ide, amelyek további vizsgálatokat, értékeléseket várnak el a hatóságtól, így ezek nem is kerültek be az engedélyesek javító intézkedéseibe.

Fontos különbség, hogy míg Európában a biztonsági és javító intézkedések költséghatékonysága nem annyira hangsúlyos, addig az USA-ban működő, gazdasági társaságok által üzemeltetett erőműveknél ez kulcskérdés.

A fenti intézkedési szintek besorolását abból a szempontból is vizsgálták, hogy egy esetlegesen kialakuló baleseti szituációban milyen hatása lehet az adott intézkedésnek. Ha súlyos baleseti szituáció kialakulása merül fel, akkor 3 fázisa van a baleset-kezelésnek.

Első lépcső:

Az erőműnek képesnek kell lennie az alapvető biztonsági funkciók (leállítás, lehűtés, hűtve tartás, reaktivitás korlátozás, radioaktív kibocsátás korlátozása) biztosítására a mobil eszközök használatáig. Ehhez a kiépített biztonsági rendszereket kell használni.

Második lépcső:

Ha az első lépcsőben rendelkezésre álló eszközökkel nem volt lehetséges a reaktor, pihentető medence hűtésének helyreállítása, vagy a konténment integritás megőrzésének biztosítása, akkor a telephelyen rendelkezésre álló védett tároló helyeken elhelyezett mobil szivattyúkat, generátorokat kell alkalmazni. Fontos, hogy az iparban szokásos standard csatlakozások álljanak rendelkezésre, hogy a megfelelő cső és villamos kapcsolatok kialakíthatók legyenek.

Harmadik lépcső:

Ha a telephelyi mobil eszközök nem elégségesek, akkor az államokban két helyen kialakítottak a mobil eszközöknek védett tároló helyeket, ahonnan a veszélyeztetett telephelyre szállítják a telephelyen kívüli eszközöket.

Értékeltek a külső veszélyeket, tervezési alapokat és a súlyos baleseti felkészültségüket. A javító intézkedések hangsúlya, az USA államainak hatékony együttműködésére támaszkodva a mobil eszközök használatára tevődött.

Következmények: Európa

Az Európai Unión belül minden tagállam elvégezte az úgynevezett stressz-tesztet az atomerőművek célzott biztonsági felülvizsgálatát az European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) által készített útmutatónak megfelelően. Első lépésben a nyugati típusú blokkokat üzemeltető országokat tekintettük át ([7],[8],[9],[10]), majd a VVER-440 blokkot üzemeltető EU-s országokat ([11],[12],[13], [14]).

A felülvizsgálat nem azonosított az erőműveknél azonnali beavatkozást igénylő biztonsági hiányosságot, de számos területet találtak, ahol további vizsgálatokra és a biztonság további növelésére nyílt lehetőség. A vizsgálat során három fő területet azonosítottak, ahol javító intézkedések végrehajtása szükséges:

- a) a robosztusság további növelése,
- b) a villamos energiaellátás biztonságának növelése,
- c) meghatározták a nukleáris biztonság további erősítésének irányait és a további feladatokat.

A régi (III. generációs), jelenleg üzemelő blokkok nem védettek a nagy utasszállító repülőgépek rázuhanásától. Az eredeti tervezési alapokból ez hiányzott. Némely esetben, ahol katonai támaszpont vagy kisebb polgári repülőtér volt a közelben méretezték az erőműveket a kisebb polgári, katonai gépekre. Ez azonban nem volt általánosan elfogadott gyakorlat. A régi erőművek esetében is vannak lehetséges műszaki megoldások erre, lásd például a Doel atomerőmű, Belgium esetét, ahol alternatív végső hőelnyelőt telepítettek, melyek elhelyezkedésében és működési elvében is eltér az elsődleges rendszertől, annál védettebb.

A vizsgálat során három fő területet azonosítottak, ahol javító intézkedések végrehajtása szükséges:

A felülvizsgálatok során néhány érdekességet, furcsaságot ki lehet emelni. A finn jelentés [13] nem szentel túl nagy figyelmet a szélsőséges meteorológiai eseményeknek, szemben a magyar [14] jelentéssel.

Franciaországban a sikeresen végrehajtott célzott biztonsági felülvizsgálat után azonosították a Tricastin atomerőmű telephelyén, hogy az erőmű a mellette lévő csatorna gát koronaszintje alatt 6m-el helyezkedik el, elárasztás ellen nem védett. A gát nem védett földrengéssel szemben [15]. Ezen túlmenően a felvizen található még egy régi gát, amelynek felújítása miatt 2017-ben mind a négy reaktort le is állították átmenetileg [16].

Következmények: VVER-440 országok az EU-ban

Az EU-ban VVER-440 blokkok Csehországban, Szlovákiában, Finnországban és Magyarországon üzemelnek. Mindenhol megtörtént a blokkok 20 évvel történő üzemidőhosszabbítása, vagy az engedélyezés éppen folyamatban van.

A VVER-440 országok Európában szorosan együtt működtek a súlyos-baleset kezelés kidolgozásában így minimális eltérés van csupán a baleset-kezelési koncepciók között, melyek az eltérő hatósági megközelítésből adódtak. A cseh [11], szlovák [12] és finn [13] erőművekre vonatkozó stressz teszt javító intézkedései néhány az adott erőműre vonatkozó specifikumban térnek el.

A magyar felülvizsgálat következtetéseit és a javító intézkedéseket [14], amelyek több esetben hasonlóak a többi VVER-440/213 atomerőműéhez, részletesen a 3. fejezetben tekintjük át. A nukleáris biztonsági követelmények lényeges új elemei a mélységi védelem szintjeinek pontos értelmezése, a tervezési alap, a tervezési alap kiterjesztése és ezen belül két, minőségileg elkülönülő szakaszának megkülönböztetése és az ezekhez kapcsolódó követelmények specifikálása.

Nemzetközi szervezetek reakciói: ENSREG, WENRA¹, NAÜ

Az EU válaszlépéseinek kidolgozását az ENSREG végezte, első lépésként a CBF azaz a stressz-tesztek végrehajtásának és nemzeti akciótervek készítésének kezdeményezésével. A nemzeti jelentéseket az ENSREG által összehívott úgynevezett „Peer Review Team” vizsgálta meg. A nemzeti jelentések alapján készült el az ENSREG (azaz az Európai Unió) összefoglaló jelentése [17]. Az összefoglaló jelentés fő megállapításai, ajánlásai:

- a) A WENRA készítsen útmutatót mely tartalmazza a külső veszélyek vizsgálatára vonatkozó ajánlásokat, az ajánlások ne csak a veszélyek következményeinek becslésére, értékelésére, hanem a tervezési alapon túli tartalékok minősítésére és a szakadék-szél hatás vizsgálatára is térjen ki.
- b) Rendkívül fontos a 10 évenként végrehajtandó időszakos biztonsági felülvizsgálat minden atomerőmű esetében. Ezek alkalmat adnak a természeti veszélyek újra értékelésére a megelőző 10 év tapasztalatai és a tudomány fejlődésének eredményei alapján.
- c) A konténment integritásának védelme kiemelt feladat, amit minden hatóságnak meg kell fontolni és az ésszerű mértékben a konténment védelmi funkciót fejleszteni, erősíteni kell. A végrehajtandó intézkedések nagyban függenek az adott atomerőműben alkalmazott technológiától. A vízzel hűtött és vízzel moderált reaktorok esetében – ilyen a működő és az újonnan telepítendő paksi blokkok is – eszközöket és súlyos balesetkezelési útmutatókat dolgoztak vagy fognak kidolgozni a,
 - i. primerkör nyomáscsökkentésére, hogy megelőzzék a magas nyomáson történő zónaolvadást,
 - ii. hidrogén robbanás megelőzésére,
 - iii. és a konténment túlnyomás alá kerülésére, ami a konténment sérülését, integritásának elvesztését okozza.
- d) A nemzeti hatóságok dolgozzanak ki olyan akciótervet, melynek segítségével olyan intézkedések végrehajtására, bevezetésére kerülhet sor, melyekkel megakadályozható, hogy az üzemzavarok és ne fejlődhessenek balesetté. Vagy ha már bekövetkezett a baleset, akkor annak következményeit korlátozni lehessen.

¹ Western European Nuclear Regulators Association (WENRA)

Az ENSREG felhívásának megfelelően a Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) elkészítette azokat a tanulságokat összegző dokumentumot, mely tanulságokat a Fukushima Dai-ichi balesetből le lehet vonni [18]. Az alábbi ajánlásokat (melyek közül néhány később a magyar hatósági szabályozásba is bekerült) lehet kiemelni. Fontos megjegyezni, hogy ezek jelentős része a magyar követelmények között már jóval a Fukushima Dai-ichi baleset bekövetkezése előtt is része volt a magyar hatósági előírásoknak is.

- a) Az atomerőmű és a pihentető medence vonatkozásában alapvetően minden figyelembe veendő külső veszély hatását minimalizálni kell, vagy tervezési megoldásokkal ki kell zárni. Több olyan eset is felmerült a balesetet követő felülvizsgálatok során, hogy az eredeti tervekben nem teljeskörűen vagy nem a megfelelő súllyal vették figyelembe az egyes külső veszélyeket. Itt lehet újra hangsúlyozni a 10 évenként végrehajtandó időszakos biztonsági felülvizsgálat fontosságát.
- b) A figyelembe veendő természeti eredetű külső veszélyek a következők: geológiai–szeizmotektonikai veszélyek, meteorológiai, hidrológiai veszélyek, biológiai veszélyek, erdőtüzek.
- c) A természeti eredetű külső veszélyek közül ki lehet zárni azokat, amik fizikailag nem érinthetik, vagy rendkívül kis valószínűségűek – magas megbízhatóság mellett –, az adott telephelyet. Ilyen Paks esetében például a Duna általi elárasztás, a szökőár vagy a földcsuszamlás.
- d) A telephelyre figyelembe veendő veszélyek elemzésekor mind determinisztikus mind valószínűségi módszereket is alkalmazni kell. Ezeknek a módszereknek a tudomány és technika aktuális állapotának megfelelően kell alkalmazni.
- e) Az elemzések során a lehető legnagyobb mértékbe telephelyi és regionális adatokból kell kiindulni, ezeket mind tartalmaznia kell a modelleknek. Különös figyelmet kell szentelni azoknak a veszélyeknek, melyek súlyossága a tervezett üzemidő alatt változhat (mint például a meteorológiai veszélyek).
- f) A tervezési alapon figyelembe vett természeti eredetű veszélyek esetében a 10^{-4} /év gyakorisághoz tartozó értékeket kell figyelembe venni.
- g) Hosszú ideig tartó következmények esetében biztosítani kell az üzemeltető és a balesetkezelésben részt vevő személyzet váltását, a szükséges utánpótlás biztosítását.
- h) Meg kell határozni azokat az eseményeket, melyek a tervezési alap kiterjesztésébe (TAK) tartoznak. Ezekre speciális, baleseti elemzések, vagy TAK elemzések vonatkoznak.

A NAÜ elkészítette reprezentatív tanulmányát [19]. A baleset követően szakértői csapatot is küldött a helyszínre továbbá az összes biztonsággal kapcsolatos útmutatóját vagy már felülvizsgálta vagy éppen folyamatban van a felülvizsgálat.

2.3. BIZTONSÁGI PARADIGMA-VÁLTÁS – TERVEZÉS, FELKÉSZÜLÉS A LEHETETLENRE IS

A biztonságra való tervezés fejlődése végigkíséri a nukleáris ipar fejlődését, történetét. Minden komolyabb esemény arra készítette az iparágakat, hogy felülvizsgálja korábbi megfontolásait, elveit, követelményeit.

Az 1988-ban készült INSAG-3 dokumentum [20] volt az első, mely a mélységben tagolt védelem elvét a biztonságra történő tervezés alapelvevé tette (lásd az 1. táblázatot).

1. táblázat A mélységi védelem szintjei az INSAG-10 szerint

Level of defence in depth	Objective	Essential means
Level 1	Prevention of abnormal operation and failures	Conservative design and high quality in construction and operation
Level 2	Control of abnormal operation and detection of failures	Control, limiting and protection systems and other surveillance features
Level 3	Control of accidents within the design basis	Engineered safety features and accident procedures
Level 4	Control of severe plant conditions, including prevention of accident progression and mitigation of the consequences of severe accidents	Complementary measures and accident management
Level 5	Mitigation of radiological consequences of significant releases of radioactive materials	Off-site emergency response

A mélységben tagolt védelem az egymást követő, független védelmi szintek alkalmazását jelenti, melyek mindegyikének sérülni kell mielőtt az embereket és a környezetet káros hatások érnék. A mélységben tagolt védelem elve szerint minden védelmi szinthez meghatározott tervezési cél, az alkalmazandó eszközök tartoznak, s adottak a radiológiai következmények és az erőmű állapot. A mélységben tagolt védelem fizikai gátakat is jelent, melyek mindegyikének sérülni kell mielőtt az embereket és a környezetet káros hatások érnék: a négy fizikai az üzemanyag–mátrix, a fűtőelem burkolat, a reaktor primer körének határa s a konténment. A

védelmi szintek függetlensége kulcskérdés, hiszen ezzel zárható ki, hogy egy egyszeres hiba (akár berendezés, akár személyi) veszélyeztesse a másik védelmi szinten elvárt funkciókat.

A mélységi védelem elvét az IAEA Fundamental Safety Principles (IAEA, SF-1, 2006) a legmagasabb szintre emelte¹ és tíz alapvetést határozott meg, melyek alkalmazásával az alapvető biztonsági célkitűzések teljesülhetnek.

Az elv és alkalmazása a nukleáris biztonság szempontjából kardinális, s alapját képezi a nemzeti szabályozásoknak is. Így a mélységi védelem elve megjelenik a Nukleáris Biztonsági Szabályzatok (NBSZ [21]) 3a kötetében is, amelyet itt – a későbbiek megértése érdekében – fontos idézni (2. táblázat).

A mélységi védelem elve szerint a védelem különböző szintjeihez a biztonsági cél, védelmi eszközök, radiológiai következmények és erőmű állapotot tartozik.

A Fukushima Dai-ichi Atomerőmű balesete utáni biztonsági paradigmaváltás legfontosabb eleme a mélységi védelem elvének kiterjesztése és átértelmezése volt. A védelem negyedik és ötödik szintjén a baleseti és súlyos baleseti állapotokat és azok kezelése van. Ezek tervezési alapon túli üzemállapotok, amely erőmű állapotokban – függetlenül ezek igen kis valószínűségétől – még eszközöknek kell lennie arra, hogy a környezetre gyakorolt hatás a lehető legkisebb legyen.

Az új elem a harmadik szint megosztásával állt elő: A 3a. szinten a tervezési üzemzavarok és azok kezelésére szolgáló eszközök vannak, míg a 3b szinten a zónasérüléssel nem járó, komplex üzemzavarok és a kezelésükre szolgáló eszközök/eljárások vannak. Egyértelmű követelményként megjelenik, lehetnek olyan komplex üzemzavarok, amelyek lehetőségével a tervezési alapon nem számoltak, de ennek ellenére fel kell készülni arra, hogy ilyen esetben se történjen zónakárosodás. A 4. védelmi szinten a zóna sérül, s a védelmet az utolsó gát, a konténment biztosítja. Ez elsősorban a konténment nyomásának, hőmérsékletének ellenőrzését jelenti, beleértve a robbanásveszélyes gázok kontrollját, továbbá a hőelvonás fenntartását a sérült reaktorzónából.

¹ 3.31. The primary means of preventing and mitigating the consequences of accidents is 'defence in depth'.

2. táblázat A mélységi védelem elve az NBSZ 3a szerint

A	B	C	D	E
Mélységi védelem szintje	Célkitűzés	Alkalmazandó eszközök	Radiológiai következmények	Vonatkozó üzemi állapot
1.	Normál üzemi állapottól való eltérések és hibák megelőzése	Konzervatív tervezés, magas színvonalú létesítés és üzemeltetés; fő üzemi paraméterek előírt határok között tartása	Nincs a hatósági korlátokat meghaladó telephelyen kívüli radiológiai hatás	Normál üzem (TA1)
2.	Normál üzemi állapottól való eltérések és hibák kezelése	Szabályozó és biztonságvédelmi rendszerek; egyéb felügyeleti módszerek		Várható üzemi események (TA2)
3.	3.a	Biztonsági rendszerek, üzemzavar-elhárítási utasítások		Tervezési üzemzavar (TA3-4)
	3.b	Üzemzavarok kezelése a radioaktív kibocsátás korlátozása és az üzemanyag olvadás megelőzése érdekében	Hozzáadott biztonsági eszközök komplex üzemzavarok elhárítására, üzemzavar-elhárítási utasítások, telephelyi baleset-elhárítási intézkedések	Nincs, vagy csak minimális telephelyen kívüli radiológiai hatás
4.	A nagy vagy korai kibocsátás gyakorlati kizárása, az üzemanyag olvadással járó balesetek kezelése a telephelyen kívüli kibocsátások korlátozása érdekében	Kiegészítő biztonsági eszközök az üzemanyag olvadás korlátozásához, baleset-kezelési útmutatók, telephelyi baleset-elhárítási intézkedések indokolhatja	A telephelyen kívüli radiológiai hatás térben és időben korlátozott lakossági óvintézkedések bevezetését	Súlyos baleset (TAK2)
5.	Jelentős radioaktív anyag kibocsátás radiológiai következményeinek csökkentése	Telephelyi és telephelyen kívüli baleset-elhárítási intézkedések; beavatkozási szintek	A telephelyen kívüli radiológiai hatás lakossági óvintézkedéseket indokol	Nagyon súlyos baleset

3. A PAKSI ATOMERŐMŰ GYAKORLATI PROBLÉMÁINAK AZONOSÍTÁSA

3.1. A MAGYAR CÉLZOTT BIZTONSÁGI FELÜLVIZSGÁLAT

A paksi atomerőmű telephelyén lehetséges természeti eredetű veszélyforrások vizsgálatát korábban több alkalommal elvégeztük. A célzott biztonsági felülvizsgálatra (CBF) az Országos Atomenergia Hivatal Nukleáris Biztonsági Igazgatósága (OAH NBI) kiadott tartalmi követelmények szerint az alábbi kulcsesemények vizsgálatát kellett elvégezni:

- a villamos betáplálás tartós (több napos) elvesztése,
- a végső hőelnyelő tartós elvesztése,
- az előzőek következtében jelentős radioaktivitás, vagy extrém sugárzási tér kialakulása és tartós fennmaradása.

A célzott biztonsági felülvizsgálat elsősorban annak vizsgálatára irányult, hogy a lehetséges természeti eredetű veszélyforrások hatására a követelményekben szereplő kulcsesemények bekövetkezhetnek-e.

Az első két kulcsesemény következtében esetlegesen kialakuló jelentős radioaktív kibocsátásra vezető súlyos baleseteknek és azok telephelyi kezelésének vizsgálata az OAH NBI által meghatározott harmadik kulcsesemény értékelését takarja, ami a jelentésben megtörtént.

A CBF részeként vizsgáltuk a telephely földrengés-veszélyeztetettségét, a telephelyen lehetséges egyéb természeti eredetű veszélyforrások között a Duna áradása, illetve alacsony vízszintje miatti hatásokat, valamint a telephelyen jellemző időjárási hatásokat. Mindegyik természeti eredetű veszélyforrásra meghatároztuk a terhelési jellemzőket a tervezési alapon belül, valamint a tervezési alapon túlmutató esetekre. A CBF céljaihoz igazodva az értékelés nem terjedt ki az emberi tevékenységből származó külső veszélyforrások felülvizsgálatára, az korábban a 2007-es időszakos biztonsági felülvizsgálat keretében teljeskörűen megtörtént.

A Nukleáris Biztonsági Szabályzatokban [21] meghatározott követelmények szerint a természeti eredetű veszélyforrások esetében a tervezési alap részeként a 10^{-4} /év vagy annál nagyobb éves gyakoriságú eseményeket kell figyelembe venni a működő atomerőműben (míg az új esetében 10^{-5} /év gyakoriságút). Így az ennél ritkábban bekövetkező természeti hatások kiszűrhetők a tervezési alapból, de az általuk okozott kockázat mértékét meg kell határozni.

A természeti eredetű külső hatások tekintetében: a telephely földrengés-veszélyeztetettségének mértéke ismert, az erőmű megfelelő védelemmel rendelkezik a földrengések ellen, a földrengés okozta talajfolyósodás és épületsüllyedés esetén fennálló tartalékok pontosítása céljából további vizsgálat szükséges, a telephely elárasztása a telephely sajátosságai, a Duna-mederhez és a gátakhoz képesti magas elhelyezkedése miatt nem fordulhat elő, a Duna rendkívül alacsony vízszintjének bekövetkeztét az erőmű megfelelő műszaki felkészültséggel biztonságosan kezelni tudja, a meteorológiai eredetű extrém események vizsgálata ugyan nem zárult le teljesen, de az eddigi vizsgálatok szerint ezek csak az elfogadható mértéket nem meghaladóan veszélyeztetik az erőmű biztonságát.

A Fukushima Dai-ichi atomerőműben tapasztalt mértékű extrém környezeti hatások és az azt követő üzemzavari eseményláncok kialakulása valószínűtlen a paksi telephelyen. A tartalékok növelésére a vizsgálat során azonosított további javítási lehetőségeket határoztunk meg.

A célzott biztonsági felülvizsgálatra kiadott OAH tartalmi követelmények szerint foglalkozni kellett a konténment funkció sérülékenységével is tervezési alapon túli külső hatások esetén.

A Fukushima Dai-ichi atomerőműben a súlyos balesetet közvetlenül okozó két fontos kulcseménnyel kapcsolatban a vizsgálatok igazolták, hogy a paksi atomerőmű blokkjai teljesítik a tervezési alaphoz tartozó követelményeket, beleértve a belső és külső hatásokkal szembeni védettség kritériumait. Az atomerőmű védettsége a vizsgált kulcseményekkel szemben jó.

A vizsgálatok alapján rögzíthető volt, hogy a Fukushima Dai-ichi atomerőműből származó tapasztalatok feldolgozása és a célzott biztonsági felülvizsgálat eredményei azonnali beavatkozásokat nem tettek szükségessé.

A felülvizsgálat emellett arra is rámutatott, hogy több lehetőség kínálkozik a tartalékok növelésére a kis valószínűségű, de a tervezési alapon túli terheléseket eredményező hatásokkal vagy azok következményeivel szemben.

A javító intézkedések kategorizálása két fő csoportban történt. Az egyik csoport a viszonylag gyorsan végrehajtható műszaki átalakítások, melyek többsége 2015-2016-ban lezárultak. A másik nagy csoport a komoly előkészítő és tervező munkát igénylő, a nukleáris iparban is unikális (súlyos baleseti dízelgenerátor vagy a telephelyen kívüli fizikai védelemmel ellátott tartalék vezetési pont) létesítmények 2019-2020-ban készülnek el.

3.2. INTÉZKEDÉSEK, GYAKORLATI PROBLÉMÁK

3.2.1. Az intézkedések áttekintése

MVM Paksi Atomerőmű Zrt. számos post-Fukushima intézkedést határozott meg, melyek a súlyos baleset következményeinek csökkentését segítik. Hangsúlyozni kell, hogy a legfontosabb következmény csökkentő intézkedések meghatározása a korábbi időszakos biztonsági felülvizsgálatok keretében végzett elemzések, illetve a 2. szintű PSA alapján már jóval 2011. március 11. előtt megtörtént. A súlyos baleset kezelésére szolgáló rendszereknek a tervezése, kivitelezése már a 2011. előtt megkezdődött. A legfontosabb rendszerek ezek közül,

- a súlyos baleseti hidrogénkezelő rendszer,
- az olvadt üzemanyag reaktortartályon belüli hűtése a reaktorakna elárasztásával,
- súlyos baleseti mobil dízelgenerátorok a szükséges beavatkozások végrehajtásához,
- súlyos baleseti mérőrendszer kiépítése,
- a pihentető medence hűtőkörének megerősítése,
- valamint a súlyos baleset kezelési útmutatók kidolgozása.

A CBF keretében elhatározott intézkedések ezért néhány kisebb tervezési hiányosság megszüntetésére, a hatékony súlyos baleset-kezelés kidolgozására, valamint a következmény csökkentési képességek fokozása koncentráltak.

Az intézkedéseket a következők szerint lehet tagolni:

- veszélyeztettség értékelésének felülvizsgálata,
- a releváns tervezésen túli külső veszélyek értékelése,
- a meglévő súlyos baleseti létesítmények külső veszélyekkel szembeni tartalékának felülvizsgálata,
- földrengés veszélyeztetettség felülvizsgálata,
- a földrengés során bekövetkező kölcsönhatások újraértékelése,
- új berendezések, rendszerek, létesítmények megvalósítása kifejezetten a súlyos baleseti helyzetek megelőzésére, kezelésére, következményeinek csökkentésére.

A veszélyek értékelése

A CBF során az extrém egyenes szél, tornádó és egyéb meteorológiai veszélyek újra értékelése is megtörtént a [22] és [23] alapján.

Már a 90-es években felismertük, hogy az atomerőmű alatti talaj egyes rétegei hajlamosak a talajfolyósodásra. Mivel a talaj cseréje, javítása az erőmű alatt lehetetlen ezért a talajfolyósodást tervezésen túli eseménynek tekintettük. A CBF keretében átfogó vizsgálatnak vetettük alá a talajfolyósodást mint külső veszélyt. Értékeljük a lehetséges talajfolyósodás következményeit [24].

Meglévő rendszerek vizsgálata

A meglévő súlyos baleset-kezelési (SBK) létesítmények, úgy, mint védett vezetési pont az SBK kezelési csoportnak, tűzoltólaktanya, kapacitásának és sérülékenységének értékelése megtörtént. Itt az az alapvető kérdés az volt, hogy mekkora tartalékkal kell ezeknek rendszereknek, rendszerelemeknek rendelkezni a tervezési alapon felül ahhoz, hogy súlyos balesete esetén valóban rendelkezésre álljanak, s a szakadék-szél effektust minden körülmények között elkerülhető legyen.

Az egyes rendszerek és rendszerelemek (továbbiakban RRE vagy RRE-k) földrengés során bekövetkező lehetséges kölcsönhatásának értékelése is megtörtént. Erre jó példa a II. kiépítés sőtalan víz tartályainak védettségének felülvizsgálata, tekintettel arra, hogy ezek földrengésre nem minősített egészségügyi épület mellett helyezkednek el. A földrengés házirend is kidolgozásra és bevezetésre került, amely a védettség fenntartását szolgálja.

A földrengés osztályba sorolás felülvizsgálata során feltárták, hogy néhány rendszer, rendszerelem, melyek szerepet játszanak az SBK során az ABOS 3 biztonsági osztályba soroltak. Ezeknek az átsorolása megtörtént. Erre példa az alállomás, amelyet megerősítésre kerültek földrengés hatásaival szemben a súlyos baleseti szituációkban a blokkok közötti lehetséges átkapcsolási lehetőségek és a sziget-üzem lehetőségének biztosítása érdekében.

Új súlyos baleset-kezelési rendszerek tervezése, létesítése

Új SBK rendszerek, létesítmények, mint a nagy teljesítményű SBK dízelgenerátor, fizikai védelemmel ellátott tartalék vezetési pont tervezése és létesítése is napirendre kerül. Itt az alapvető kérdés az, hogy milyen szintű veszélyeket kell az újonnan létesítendő súlyos baleset-kezelési rendszereknél, létesítményeknél figyelembe venni.

3.2.2. Az intézkedések realizálása

A súlyos baleset-kezelés során használandó rendszerek és rendszerelemek létesítmények körébe – a teljesség mellőzésével – a következők tartoznak:

Konténment

- Súlyos baleseti hidrogén kezelőre rendszer – elkészült¹
- Reaktortartály külső hűtés – elkészült

A szűrt leeresztés figyelembe vettük a súlyos baleset-kezelési stratégia kialakítása során [25]. A 2. szintű PSA igazolta, a súlyos baleseti sprinkler-rendszer előnyeit a szűrt leeresztéssel szemben a VVER440/213 konténment hosszú idejű túlnyomódásának elkerülésére. A súlyos baleseti sprinkler rendszer alkalmazásakor kisebb valószínűséggel történik különböző konténment sérülés és a hidrogén rekombinátorok számának növelésével hosszú távon biztosítja a konténment integritásának megőrzését [26].

Alternatív villamos energia betáplálás

- mindentől független villamos energiaellátás a kiválasztott berendezéseknek, szerelvények, mérőeszközök számára 100kW teljesítményű mobil dízelgenerátorokkal – elkészült
- tervezési alapon túli terhelésekre méretezett nagy teljesítményű (4MW<) független dízelgenerátor a dedikált fogyasztóknak – új

A 2007-ben elkészült SBK koncepció szerint a mobil kis teljesítményű dízelek a mérőrendszer és néhány gépészeti szerelvény működtetésre volt kialakítva. Ezek segítségével a súlyos baleset kezelés során felmerülő kezelői beavatkozások végrehajthatók. A blokkon 2-2 csatlakozási pont került védett helyen kialakításra, romhatáron kívül.

A CBF során tervezett nagy teljesítményű dízelgenerátor olyan rendkívül ritka esetekben is használható, amikor minden egyéb villamos energiaforrás ellehetetlenül. A gépegység mérete akkora, hogy mind a négy blokkon egyidejűleg fellépő súlyos baleseti helyzetek kezeléséhez

¹ Az intézkedések implementálása folyamatos, azaz a helyzet változik, amelyet a dolgozat írása során csak korlátozottan lehet követni. Ezért itt és az alábbiakban a balesetkezelési intézkedések státusának referencia időpontja 2017. vége.

szükséges villamos energiát biztosítani tudja. Külső veszélyekkel szemben megfelelően védett módon kellett tervezni.

Mérőrendszer

- súlyos baleseti mérőrendszer – – elkészült

Hőelvonás a végső hőelnyelőbe

- reaktor hőelvonás a végső hőelnyelőbe (különböző módokon) – – elkészült
- pihentető medence hűtőkör megerősítése – – elkészült

SBK során használandó létesítmények

- Védett vezetési pont – rendelkezésre áll
- Tartalék vezetési pont – új
- Tűzoltólaktanya – rendelkezésre áll

A védett vezetési pont az SBK során a műszaki támogató központnak, valamint a védelmi intézkedések irányításának ad helyszínt. Eredetileg a hidegháborús idők maradványaként atomtámadásra méretezték, ezt kellett megfeleltetni az épületek vonatkozásában mértékadó földrengés teherre. A védett vezetési pont az erőmű telephelyén található, bármilyen okból történő használhatatlansága esetén az ott dolgozók átirányíthatók a tartalék vezetési pontra, ami a telephelytől mintegy 5 km-re Pakson helyezkedik el. A tartalék vezetési pont ugyanazon feladatok ellátását kell biztosítani ugyanazon adatok elérhetőségével.

A tűzoltólaktanya a bázisa az SBK során alkalmazható leginkább kiképzett tűzoltóknak. Az eszközei és személyi állományuk megvédése kulcskérdés az SBK feladatok sikeres végrehajtásához. Mivel a tűzoltólaktanya a tervezési alap szempontjából nem lát el biztonsági funkciót, ezért az épület nem volt tervezve külső veszélyekre, földrengésre. Biztonsági funkciót továbbra sem lát el, ugyanakkor a földrengéssel szembeni megerősítése indokolt a személyi állomány védelme okán.

3.3. KÖVETELMÉNYEK

Ahogy a fentiekben exponáltuk, a súlyos balesetek kezelésére szolgáló, 2011-ben, azaz a CBF végrehajtása során már meglévő, létesítés alatt álló, illetve megtervezett RRE-k esetében a tervezési alapon túli tartalékot értékelni kell, és meg kell határozni az elégséges tartalékot. Az

újonnan létesülő RRE-k és létesítmények esetében definiálni kell a tervezés során figyelembe veendő külső veszélyeket és meg kell határozni a megfelelő tartalékot. Mindkét esetben a szakadék szél hatás lehetőségét vizsgálni kell és ki kell zárni ennek lehetőségét.

Fentiek során a Nukleáris Biztonsági Szabályzat (NBSZ) [21] által a működő atomerőművekre előírt valószínűségi biztonsági kritériumokat teljesíteni kell, azaz

- (1) legyen kisebb az atomerőmű kumulatív zónaolvadási kockázata, mint 10^{-4} /év;
- (2) legyen kisebb a korai nagy kibocsátás kumulatív kockázatának pedig 10^{-5} /év;
- (3) az engedélyes tegyen meg minden ésszerűen alkalmazható intézkedést a zónaolvadás és a korai nagy kibocsátás gyakoriságának csökkentésére, az új atomerőművek esetében elvárt 10^{-5} /év a zónaolvadási és 10^{-6} /év a korai nagy kibocsátási gyakoriságok megközelítése érdekében.

Az NBSZ előírja, hogy a szakadék szél hatást el kell kerülni, azaz a tervezési paraméterek minimális megváltozása nem okozhatja az erőmű súlyosan abnormalis viselkedését¹.

A biztonságra történő tervezés új koncepciója szerint a tervezés nem „zárul le” a tervezési alapba tartozó kezdeti események, valamint a tervezési alapba tartozó veszélyek hatásainak kezelésével, s pusztán annak igazolásával, hogy a tervezési alapot meghaladó események és hatások előfordulásának éves gyakorisága elhanyagolhatóan kicsi. A tervezés során biztosítani kell, hogy a tervezési alap kiterjesztéseként értelmezhető tervezési alapon túli erőmű állapotokban is legyenek eszközök a biztonság minél teljesebb megvalósítására.

Az NBSZ két csoportra osztja a tervezési alap kiterjesztésében (TAK) tartozó eseményeket:

- Tervezési alap kiterjesztése 1 (TAK1) azok a komplex üzemzavarok, melyek nem lettek figyelembe véve a tervezési alapban. A TAK1 nem vezethet a zóna károsodásához és az erőmű biztonságos leállított állapotba vihető.
- Tervezési alap kiterjesztése 2 (TAK2) a súlyos balesetek, melyek zóna károsodáshoz vezetnek. Ugyanakkor a hőelvonást TAK2 esetében is helyre kell állítani és a konténmentből történő kibocsátást is korlátozni kell.

¹ In a nuclear power plant, an instance of severely abnormal plant behaviour caused by an abrupt transition from one plant status to another following a small deviation in a plant parameter, and thus a sudden large variation in plant conditions in response to a small variation in an input.

A TAK1 és TAK2 erőmű állapotok, amelyek nem tartoznak a tervezési alapba, de a tervezés tárgyát képezik.

A nemzetközi ipari és szabályozási gyakorlat mintáját követve az NBSZ is tartalmaz egy fontos engedményt: a TAK esemény során funkcionáló rendszereknek és rendszerelemeknek a tervezése során, realiztikus, és a legjobb becslés módszere alkalmazható. Ezzel együtt sem a magyar [21], sem a nemzetközi [27] szabályozásokban nincs pontosan definiálva mit is jelent a „realisztikus, és a legjobb becslés módszere”.

Az meglévő SBK rendszerek és létesítmények minősítését, illetve az újak tervezését a fenti követelmények és engedmények figyelembevételével kellett elvégezni.

A NAÜ SSR-2/1 tervezési követelmények szerint, amelyet a NAÜ TECDOC-1791 dokumentum részletesen értelmez, a tervezési alapba tartozó veszélyek sem nem kezdeti események, s még kevésbé tervezési alapba tartozó üzemzavarok, sőt annak a valószínűsége, hogy a tervezési alapba tartozó veszélyek ilyen üzemzavarokat okoznának, elhanyagolhatónak kell lenni. Fel kell hívni a figyelmet arra, hogy fontos értelmezési és terminológiai különbség van a nemzetközi és a hazai szabályozásban is a tervezési alap kiterjesztése, mint erőmű-állapot és a tervezési alapot meghaladó, külső események (földrengés, meteorológiai szélsőségek stb.) között. A külső veszélyek esetében, ha olyan esemény következik be, amelynek intenzitás vagy mérnöki kár-paraméterei meghaladják a tervezési alapan figyelembe vett értékeket nem tervezési alap kiterjesztéseként, hanem tervezési alapot meghaladó eseményként kell felfogni. Az ilyen, tervezési alapot meghaladó esemény természetesen elindíthat olyan eseménysorozatokat, amelyek tervezési alap kiterjesztéseként tekinthető erőmű állapotokhoz vezetnek. Egyedül a finn YVL B.1 és B.7 előírások definiálnak DEC A, B és C állapotot, esetet, és erre vonatkozó követelményeket. A DEC C-ként definiált, a tervezési alapot meghaladó „ritka – rare” külső és belső veszélyek esetén „447. ... *in rare external events (DEC C), it shall be possible to shut down the reactor and keep it subcritical in a controlled state in such a way that the limits set forth for fuel integrity, radiological consequences and overpressure protection in design basis category DEC are not exceeded.*”. Ez a követelmény, lévén, hogy a DEC állapotra a korlátozott környezeti hatást az YVL B.1 külön definiálja, az NBSZ TAK 1 és a TAK 2 követelmények közteseként értelmezhető. A finn szabályozás előírja, hogy DEC C esemény

éves gyakorisága a 10^{-5} /év (medián – középérték) értéknél kisebb legyen, ami a tervezési alapba tartozás kritériuma¹.

Fentiekből következik, hogy az SBK rendszereknek és létesítményeknek nem csak képesnek kell lenni arra, hogy túléljék a 10^{-4} /év gyakorisághoz tartozó veszélyek hatásait, hanem olyan nagy tartalékkal kell rendelkezniük, hogy az általuk ellátott funkció elvesztésének a gyakorisága kisebb legyen, mint 10^{-5} /év, hogy a zónaolvadásra vonatkozó valószínűségi kritérium teljesíthető legyen. Itt az NBSZ a működő erőművekre némi engedményt tesz a földrengés által okozott zónaolvadási gyakoriság tekintetében, hiszen a Paksi Atomerőmű esetében, amelyet eredetileg földrengésre nem tervezték, irreális lenne a követelmény rigorózus teljesítését megkövetelni (lásd az NBSZ 3. kötet 3.2.4.0600. és 3.2.4.0900. bekezdéseit).

Az NBSZ követelményei teljesítését mérnöki megfontolások alapján az MVM Paksi Atomerőmű Zrt. az új SBK rendszerek és létesítmények tervezésénél a tervezési alap konzervatív módon, a külső veszélyek a 10^{-5} /év gyakorisághoz tartozó szinten történő meghatározásával biztosítja. Ez – figyelembe véve a paksi atomerőmű telephely-specifikus veszélyeztetettségi görbéit – a tervezési alapot meghaladó 50% szabványos teherbírás biztosításával egyenértékű.

Ez szigorúbb eljárás, mint amit a nemzetközi gyakorlatban követnek (lásd a [28] és [29] dokumentumokat). Megjegyezzük, egyik hivatkozott forrás sem tekinthető többnek, mint szakértői véleménynek [28] vagy nemzetközi szinten (NAÜ) megfogalmazott [29] szakértői ajánlásnak.

Az új atomerőművek tervezésénél követett európai gyakorlatot az European Utility Requirement Document (EUR) foglalja össze, amely az európai nagy közüzemek, mint az EdF, RWE, Eon, tervezési elvárásait foglalja össze, s mint ilyen dokumentum, nem hatósági előírás. Az EUR szerint a megfelelő tartalék a tervezési alapba tartozó, 10^{-4} /év gyakoriságú földrengés szabadfelszíni gyorsulás (PGA) értékének 1,4-szerese. Az USA gyakorlata szerint az erőmű

¹ Itt fontos megjegyezni, hogy a magyar szabályozás az új blokkok esetében a 10^{-5} /év „mean” átlag kritériumot írja elő, ami például a paksi telephely földrengés mean és medián szabadfelszíni veszélyeztetettségi görbéjét tekintve abszurdnak tűnő eredményre vezetne, mivel a 10^{-5} /év medián maximális vízszintes gyorsulás 0,18 g, míg a 10^{-5} /év mean gyorsulás 0,34 g, azaz, ha a finn szabályozást követnénk, akkor a Paksi Atomerőmű 10^{-4} /év mean szinten megállapított 10^{-4} /év gyakoriságú, 0,25 g gyorsulásnál kisebb gyorsulásra kellene az új blokkokat tervezni (lásd Paks 2 Telephely Biztonsági Jelentés 2.5 fejezet http://www.paks2.hu/hu/Kozerdeku/KozerdekuDokumentumok/telephelyengedelyezes/telephely_engedelyezes/Documents/TBJ_2k_5f.pdf).

HCLPF¹-ben kifejezett tartaléknak (lásd [30]) a tervezési alapba tartozó földrengés szabadfelszíni gyorsulás (PGA) értékének 1,67-szeresének kell lennie [28].

A hivatkozott [29] dokumentumban az alacsony és közepes szeizmicitású országokban a tervezési alapba tartozó földrengéshez képest 50%-os plusz tartalék javasolnak az SBK rendszerek és létesítmények tervezésénél/minősítésénél biztosítani annak érdekében, hogy a tervezési alapon túli földrengés ne vezethessen zónaolvadásához. Ez lényegében a földrengés során alkalmazott gyakorlat általánosítása, amint azt a [28] dokumentum hangsúlyozza. Ez tulajdonképpen azt jelenti, hogy új atomerőművek esetében az SBK RRE-k tervezésekor a megfelelő tartalék a tervezési alapba tartozó intenzitás-paraméter 1,6-szorosa (EUR) vagy 2-szerese (USA). Ugyanakkor a veszélyek jellemzésekor figyelembe kell venni, az előre látható voltát, a lehetséges megelőző intézkedéseket, a megelőző intézkedések végrehajtására rendelkezésre álló időt, a lehetséges szakadék szél hatást és a fizikailag lehetséges kombinációkat.

3.4. A KUTATÁSI FELADAT MEGHATÁROZÁSA

A külső veszélyek esetében a mélységi védelem elvének korszerű értelmezése a következőket jelenti:

- A tervezési alapba tartozó külső veszélyek nem hozhatnak létre tervezési üzemzavart, mivel az erőmű minden, biztonsági szempontból fontos szerkezetét, rendszerét és komponensét (NBSZ terminológia szerint rendszerét és rendszerelemét) az adott külső hatásra szabványok szerint, konzervatív módon meg kell tervezni.
- A tervezésnek megfelelő tartalékot kell biztosítani arra, hogy a tervezési alapot meghaladó hatások esetén, vagy másképp a tervezési alapon figyelembe vett éves gyakoriságnál kisebb gyakoriságú esemény bekövetkezésekor ne következzen be szakadékszél effektus, azaz a biztonsági funkció vagy gát hirtelen elvesztése. Itt az alapkérdés az, hogy miként kell értelmezni a „megfelelő tartalék” és a „tervezési alapon figyelembe vett éves gyakoriságnál kisebb gyakoriságú esemény” fogalmakat.
- Külső veszély okozhat olyan meghibásodásokat, amelyek tervezési alapot meghaladó erőmű állapotokhoz vezetnek. Kérdés az, hogy miként kell megtervezni a külső

¹ High-Confidence-of-Low-Probability-of-Failure

hatásokra azokat az eszközöket, amelyeket balesetek, súlyos balesetek kezelésére kell használni a 3a, 4 és 5-ös szintnek megfelelően.

A külső veszélyekkel kapcsolatban, s itt a földrengést, mint nem előjelezhető és hirtelen eseményt lehet kiemelni, fontos sajátosság az, hogy a vizsgált létesítményben közös okú meghibásodásokat okozhat, sőt a telephelyen és a telephelyen kívül is kifejti hatását, miáltal a balesetkezelés blokkon belüli, telephelyi és telephelyen kívüli szintjeit egyaránt érinti.

A fentieket másképp megfogalmazva a súlyos baleset kezeléséhez két kulcs tényező szükséges:

1. Eszközök, berendezések a létesítményen/blokkon belül.
2. Eszközök a telephelyen, melyekre szükség van a baleset-elhárítási feladatok elvégzéséhez.

Fentiek kapcsán a kérdés az, mi legyen ezek tervezési alapja, milyen tartalékokkal rendelkezzenek a külső veszélyek, jelesen a földrengés hatásaival szemben.

AZ NBSZ 7. kötet egyértelműen megköveteli annak értékelését is, hogy a telephelyi körülmények, s itt a telephely környezetét is figyelembe kell venni, végrehajthatók-e a balesetkezelés intézkedései. Ezért a fenti két tényező mellett megfogalmazható a harmadik tényező is:

3. Megfelelő infrastruktúra, ami biztosítja a hosszú távú baleset-elhárítási feladatok végrehajtását, eszközök pótlását, üzemanyag biztosítását, csere személyzet beszállítását.

Itt az az egyik, a dolgozat tárgyát is képező, fontos kérdés, milyen hatása van a földrengésnek az atomerőmű környezetére, s ez mennyiben befolyásolja a fentieket.

A telephelyi személyzetnek megfelelően képzettnek, gyakorlottnak és pszichológiailag felkészültnek kell lennie a rendkívül nehéz helyzet kezelésére. Az infrastruktúrának biztosítani kell a szállítási útvonalakat, mind a csere személyzet mind a szükséges eszközök telephelyre szállításához. A szükséges eszközöknek, berendezéseknek túl kell élniük, azt az eseményláncot, míg alkalmazásuk megtörténik. Ez alatt az idő alatt működőképességüket meg kell őrizniük.

Jelen dolgozat középpontjában a fenti kérdések megválaszolása áll.

A balesetkezelés első és második elemével kapcsolatban a kutatás tárgyát a Paksi Atomerőmű Célzott Biztonsági Felülvizsgálata alapján elhatározott intézkedések tervezési alapjának (földrengés, meteorológiai hatások stb.), szerkezeti-funkcionális követelmények és megfelelőségi kritériumok elemzése, kidolgozása, meghatározása képezte. Ennek során:

- (1) meg kellett határozni, milyen veszélyeket és milyen gyakorisági szintig kell a tervezéskor figyelembe venni, hisz itt az atomerőmű tervezési alapját meghaladó állapotokról van szó;
- (2) meg kellett határozni a szabványos eljárások alkalmazhatóságának és alkalmazásának korlátait, különös tekintettel a földrengés-terhekre és a talajfolyósodás figyelembevételére;
- (3) igazolni kellett, hogy a tervezés adekvát módon kezeli a tervezés alapját képező extrém külső hatásokat a balesetkezelés speciális szerkezeti és funkcionális szempontjai szerint;
- (4) értékelni kellett az atomerőmű környezetének eseményt követő állapotát, egyfelől a post-event intézkedések végrehajthatósága szempontjából.

Fentiek során kiindulási pontunk a földrengés hatására való tervezés, a földrengés hatásaival szembeni tartalék minősítése, amely módszerei legjobban kidolgozottak tekinthetők, s ezt általánosítjuk esetenként más természeti veszélyek esetére.

4. A BALESETKEZELÉSI RENDSZEREK TERVEZÉSE, MINŐSÍTÉSE

4.1. FUNKCIONÁLIS MEGFONTOLÁSOK

A tervezést a funkció és a biztonsági, illetve súlyos baleset-kezelési funkció fontosságának megfelelően kell végezni (Graded Approach). Ennek során mérlegelni kell az alábbiakat:

- A súlyos baleset-kezelésbe bevont RRE-nek van funkciója a tervezési alapon figyelembe vett események során vagy kizárólag tervezésen túli vagy a tervezési alap kiterjesztésébe tartozó események kezelésében van szerepe?
- A súlyos baleset-kezelésbe bevont RRE-nek passzív funkciója van?
- Vannak az adott RRE-re vonatkozóan már feltárt, külső veszélyekből származó sérülékenységek, nem megfelelőségek?
- Okozhat bármely külső veszély hirtelen funkcióvesztést az adott RRE-nél?

Amennyiben a fenti kérdéseket megválaszoljuk, az adott rendszerelem vonatkozásában a határállapotokat, feltételeket definiálhatjuk.

Figyelembe veendő előfeltételek, előzmények:

- A biztonsági és a szeizmikus biztonsági osztályba sorolt RRE-k esetében a megerősítés a tervezési alapba tartozó terhelésekre már megtörtént. Az időszakos biztonsági felülvizsgálat során a külső veszélyek értékelése felülvizsgálatra került.
- Az 1. és 2. szintű PSA valamint az 1. szintű földrengés PSA rendelkezésre áll.
- A már beépített SBK RRE-k a tervezési alapba tartozó külső veszélyekre, azaz $10^{-4}/\text{év}$ gyakorisághoz tartozókra lettek tervezve.
- A konténment integritása, a hűtéshez szükséges szerkezetek és csővezetékek, valamint a villamos energiaellátás megfelelősége igazolt a talajfolyósodás bekövetkezésekor.

4.2. TELEPHELY SPECIFIKUS KÜLSŐ VESZÉLYEK PARAMÉTEREI

A tervezési alapba tartozó külső veszélyek ($10^{-4}/\text{év}$ meg nem haladási gyakoriság) a következők:

- *Földrengés:* Szabad felszíni vízszintes gyorsulás értéke 0,25g, a vertikális komponens 0,2g. A veszélyeztetettségi görbe, valamint veszély válasz spektruma rendelkezésre áll mind az alapkőzeten mind a szabad felszínen.
- *Elárasztás:* A telephely elhelyezkedése 97,15mBf, míg a Duna bal parti (keleti oldal) árvíz védelmi védő gát magassága 95,9mBf azaz árvíz esetén a Duna elárasztja a Duna-Tisza közét, a végeláthatatlan rónát, tehát a telephely úgynevezett „Dry site”.
- *Alacsony vízszint:* 84,65mBf.
- *Extrém szél:* 41,5 m/s.
- *Extrém hőmérsékletek:* -47,9 °C és 45,3 °C.
- *Extrém csapadék:* 42mm 10 perc alatt, 93mm 60 perc alatt és 132mm 24 óra alatt.
- *Extrém hőteher:* 1,5kPa.

Magától értetődő, hogy azok a RRE-k és létesítmények, melyek a súlyos baleset-kezelésben részt vesznek a fenti hatásokat el kell viselniük, sőt mivel kifejezetten tervezésen túli események kezelésében számítunk rájuk, ezért ezeknél a hatásoknál valamennyivel nagyobbakat is ki kell bírniuk. Amellett, hogy funkcióképességüket megőrizték.

4.3. TERVEZÉS, TERVEZÉSI ALAP ÉS A TARTALÉK MEGHATÁROZÁSA A SZABVÁNYOK SZERINT

Az SBK rendszerek és létesítmények tervezési alapját, tervezési alaphoz viszonyított tartalékai értékelését és sérülékenységének meghatározását végezhetjük

- az ASCE/SEI 43-05 [31], és az itt meghivatkozott, MSZ 27003 szabványsorozatként kiadott az ASME Code Section III szabványt is beleértve,
- a magyar szabványként kiadott EUROCODE-ok, mint az MSZ EN 1990:2011 [32]

szerint.

Vizsgáljuk meg, miképp teljesíti a fenti alapokon megtervezett SBK rendszer/létesítmény az NBSZ idézett követelményeit.

4.3.1. A tervezés és tervezési tartaléka az ASCE/SEI 43-05 szerint

Az ASCE/SEI 43-05 szerint a tervezési alapot a tervezési válaszspektrummal definiálhatjuk (DRS – design response spectra). Ezt úgy számítjuk ki, hogy a telephelyspecifikus, azonos veszélyeztetettségi szintű szabadfelszíni válaszspektrumot (UHRS – Uniform Hazard Response Spectra) megszorozzuk egy tényezővel (DF – design factor):

$$DRS = DF * UHRS. \quad (1)$$

A DF a veszélyeztetettségi görbe meredekségétől függő állandó.

A veszélyeztetettségi görbe meredekségét A_R -el jelöljük és a következőképpen számítjuk:

$$A_R = SA_{0,1HD} / SA_{HD} \quad (2)$$

Ahol a tervezési alapon (HD) elvárt meghaladási szinthez tartozó spektrális amplitúdó az SA_{HD} . Az $SA_{0,1HD}$ pedig a tervezési alapon meghatározott jellemző paraméter 10%-hoz tartozó spektrális amplitúdó.

A paksi telephelyre az ASCE/SEI 43-05 szabvánnyal összhangban elkészültek a földrengés veszélyeztetettségi görbék, a talaj válaszspektrumok és a tervezési válaszspektrum. Ezek értékelésekor arra jutottak, hogy $DRS \approx UHRS$ (tervezési válaszspektrum $\approx UHRS$) azaz a tervezési spektrum megfeleltethető az UHRS szabadfelszínre vonatkoztatott értékével.

Követve az SBK rendszer/létesítmény tervezésénél az ASCE-SEI 43-05 szabványt, valamint e szabványban meghivatkozott szabványokat (azaz lényegében az USA tervezési gyakorlatát) az rendszer/létesítmény az alábbi minőségi attribútumokkal fog rendelkezni:

Legyen $P_{fail, DBE}$ annak a valószínűsége, hogy az adott szerkezet tervezési alapba tartozó földmozgásra meghibásodik. Az ASCE-SEI 43-05 szerint, s követve az ott előírtakat, a tervezési alapba tartozó hatás esetén $P_{fail, DBE} \leq 0,01$.

Az ASCE-SEI 43-05 szerint az is elvárható ekkor, hogy a tervezési alapba tartozó földmozgást 50%-kal meghaladó hatásra a funkcióvesztés/meghibásodás valószínűsége $P_{fail, 150\%DBE} \leq 0,1$, azaz, a biztonsági tartalék a $PGA_{DBE} < PGA \leq 1,5 \cdot PGA_{DBE}$ tartományban a meghibásodás feltételes valószínűsége $\leq 10\%$ -ot garantál.

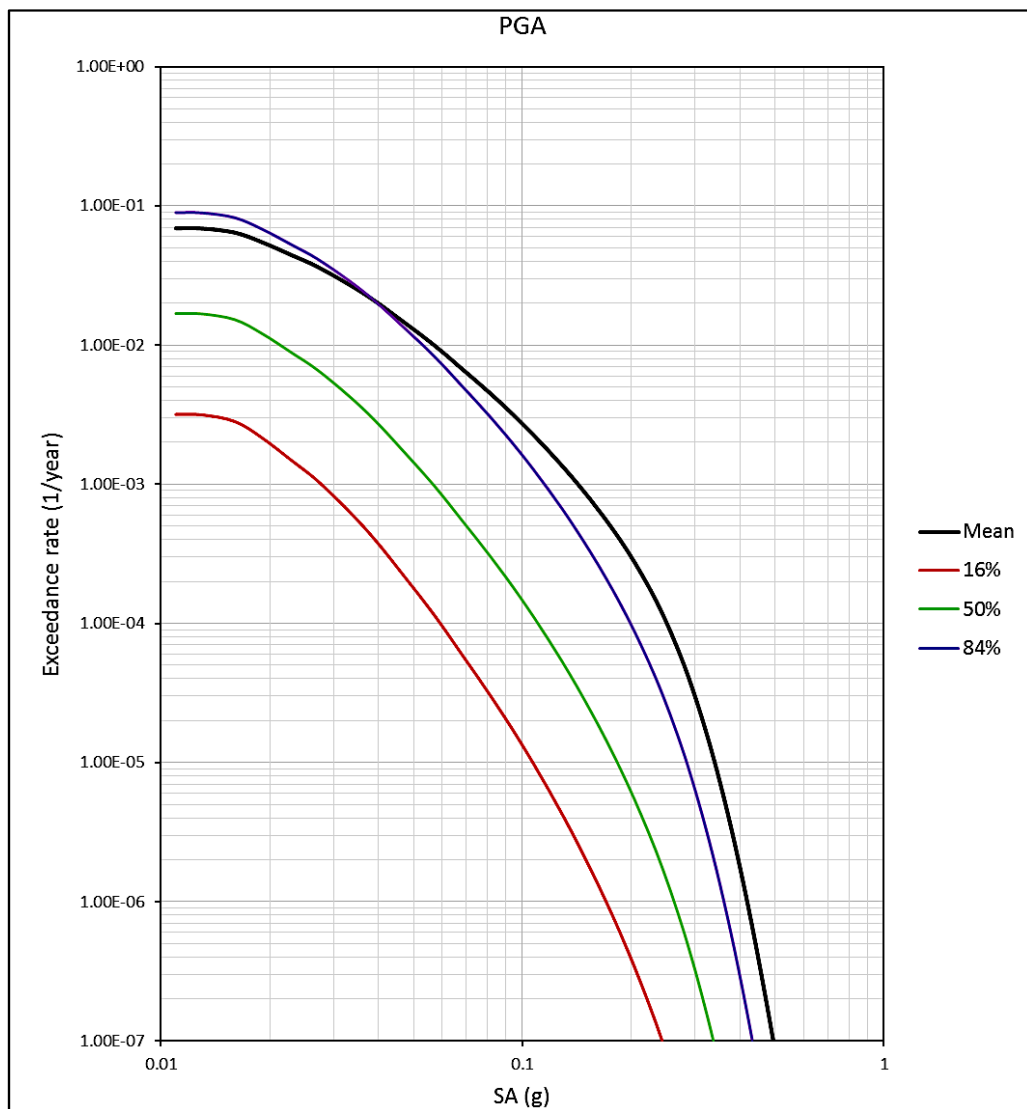
A korábbiakban kifejtett tervezési koncepcióhoz kapcsolódva az ASCE/SEI 43-05 szabványban rögzítettek követve az SBK RRE-k szeizmikus tervezése biztosítja, hogy $P_{fail, 150\%DBE} \leq 0,1$. Ami azt is jelenti, hogy

$$P_{fail} = 0.1 \cdot P_{exc, 150\%PGA} \leq P_{fail, target}, \quad (3)$$

ahol $P_{fail, target}$ a megfelelésségi követelmény, melynek kisebbnek kell lennie 10^{-5} /év -nél.

Ha az ASCE/SEI 43-05 szerint elemzett veszélyeztetettségi görbe meredeksége a tartományon belül van, akkor a $P_{exc150\%PGA}$ a tervezési alapba tartozó földrengés 50%-kal történő éves meghaladási valószínűsége.

Az 1. ábrán Paks 2 TBJ-ből¹ vett veszélyeztetettségi görbét mutatjuk be. Mértékadó a mean/átlag veszélyeztetettségi görbe. Ezen szemléltetjük, hogy amennyiben a szabványos tervezés 50 %-os tartalékát biztosra vehetjük, akkor az több, mint egy nagyságrenddel kisebb gyakoriságú hatás elviselésére minősíti az adott rendszerelemet, vagy rendszert.



1. ábra A tartalék szemléltetése a szabadfelszíni veszélyeztetettségi görbén

¹http://www.paks2.hu/hu/Kozerdeku/KozerdekuDokumentumok/telephelyengedelyezes/telephely_engedelyezes/Documents/TBJ_2k_5f.pdf

Tekintettel arra, hogy a biztonság szempontjából (akár nukleáris akár földrengésbiztonsági) fontos RRE-ek és létesítményeket, beleértve az SBK során szükséges s már megtervezett rendszereket és létesítményeket is, a tervezési alapon rögzített 10^{-4} /év gyakorisághoz tartozó földrengésre az ASCE/SEI 43-05 szerint meghivatkozott szabványok (mint például az MSZ 27003 szabványsorozat, ami az ASME Code Section III szabványsorozat honosítása) minősítették vagy tervezték, várható, hogy a meghibásodás 10%-os feltételes valószínűséggel következik be, ha a szabadfelszíni gyorsulás csúcserőértéke 1,5-szerese a tervezési alapon figyelembe vett értéknek $> 1,5 * PGA$.

A Paksi Atomerőmű esetében a tervezési alapon figyelembe vett szabadfelszíni gyorsulás horizontális komponense $PGA_{DB} = 0,25$ g, a veszélyeztetettségi görbe pedig hasonló az 1. ábrán láthatóhoz (nem azonos, mivel a fedőrétegek geotechnikai tulajdonságai nem azonosak a működő és a leendő blokkok telephelyén). Az ehhez tartozó 1,5-szeres érték $1,5 * PGA_{DB} = 0,375$ g, amihez $5 * 10^{-6}$ /év éves meghaladási valószínűség tartozik. Következésképpen a 10^{-4} /év meghaladási gyakoriságú hatásra szabványosan tervezett RRE rendelkezni fog megfelelő tartalékkal ahhoz, hogy a szükséges biztonsági funkcióit még akkor is ellássa, ha egy extrém kicsi, $5 * 10^{-6}$ /év valószínűségű földrengés rázza meg az erőművet.

Az EUR dokumentum szerint (új) atomerőműre, mint egészre igazolni kell 40 %-os szeizmikus tartalékot a tervezési alap PGA felett. Amennyiben ez a teljes erőműre vonatkozóan igazolt, akkor a tervezésen túli földrengésre vonatkozó 40%-os tartalék garantálja, a 10^{-5} /év meghaladási valószínűségű (mean) eseményekkel szembeni ellenállóképességet:

$$\frac{PGA \text{ at } 10^{-5}/a}{PGA \text{ at } 10^{-4}/a} \lesssim 1.4. \quad (4)$$

Ezt az okfejtést elsőként a [I1], [I2] cikkekben publikáltuk.

4.3.2. A tervezés tartaléka az EUROCODE szerint

A szerkezetek megbízhatóságára vonatkozóan az 1990 „Eurocode: Basis of structural design” (ennek adaptálása a [32] magyar szabvány) nem korlátozódik csupán a földrengés terhekre. A szabvány C mellékletében bemutatja a tervezés megbízhatóságának meghatározására az elsőrendű megbízhatósági analízis (First Order Reliability Method – FORM) alkalmazását. A meghibásodási P_{fail} valószínűséget egy β megbízhatósági változóval definiálja,

$$P_{fail} = \Phi(-\beta), \quad (5)$$

ahol Φ a standard normál eloszlás függvénye.

A normál eloszlás valószínűségi változója $g = R - E$, ahol β a g súlyozott átlagának és szórásának a hányadosa. Az R az ellenállóképességet, az E pedig az ellenállást jelöli.

Példaképpen, legyen $P_{fail,target} = 10^{-6}$ és $\beta = 4,75$. Mind a β változó, mind a P_{fail} valószínűséget lehet 1 évre, vagy a létesítmény teljes üzemidejére (például 50 év) vonatkoztatni. β értéke a legnagyobb megbízhatósági osztályba tartozó szerkezeteknél 5,2, ha 1 évre, míg 4,3 ha 50 évre vonatkoztatjuk.

Vegyük példaként a Paksi Atomerőmű blokkjait, amelyek harminc évet már üzemeltek és a teljes (20 évvel meghosszabbított) üzemidő 50 év. Bár a még hátra lévő üzemidő kevesebb, mint 20 év, ennek ellenére, a biztonsági osztályba sorolt RRE-ek esetében a tervezési követelményeket most is az 50 éves üzemidőre vonatkoztatjuk, ami meglehetősen konzervatív feltételezés.

A határállapotot közismert módon az alábbi egyenlet fejezi ki:

$$g = R - E = 0. \quad (6)$$

Akkor tekintjük a tervezést megfelelőnek, ha a tervezési határértékeket nem értük el, azaz $E_d < R_d$, ahol a „d” index a tervezési (design) értéket jelöli. Az ellenállást/teherviselő képességet, illetve a hatást (tervezési alapot) úgy kell definiálni, hogy a kedvezőtlen értékek valószínűségei a következők legyenek:

$$P(E > E_d) = \Phi(+\alpha_E\beta), \quad (7)$$

$$P(R \leq R_d) = \Phi(-\alpha_R\beta), \quad (8)$$

ahol $|\alpha_E| \leq 1$ és $|\alpha_R| \leq 1$ érzékenységi faktorok a hatásra és az ellenállásra vonatkozóan, β pedig a megbízhatósági index célértéke.

Tegyük fel, hogy a súlyos baleset-kezelésben alkalmazható létesítmények, rendszerek, rendszerelemek a legmagasabb megbízhatósági osztályba tartoznak, mint ahogy azt a nukleáris biztonsági funkciókból egyértelműen elvárhatjuk.

A szabványt követve a végső határállapotban a megbízhatósági index minimum értéke 1 évre vonatkoztatva $\beta = 5,2$. Ez megadja az egyes elemekre vonatkozóan a meghibásodási

valószínűséget, $P_{\text{fail}} = 10^{-7}/\text{év}$. Ugyanekkor $P_{\text{fail}} = 10^{-6}/\text{év}$ értékhez $\beta = 4,75$ tartozik. A szabvány segítségével az érzékenységi faktorok értékére a következőt feltételezhetjük, $|\alpha_E| \leq 0,7$ és $|\alpha_R| \leq 0,8$. A hatásra és az ellenállásra vonatkozó számítás eredményeit a 3. táblázat foglalja össze.

3. táblázat A hatás és az ellenállás éves meghaladási valószínűsége adott megbízhatósági index mellett

	E		R	
P_{fail}	$10^{-6}/\text{év}$	$10^{-7}/\text{év}$	$10^{-6}/\text{év}$	$10^{-7}/\text{év}$
β	4,75	5,2	4,75	5,2
α	$\alpha_E = -0,7$		$\alpha_R = 0,8$	
$\alpha\beta$	-3,325	-3,64	3,8	4,16
$P(E > E_d)$	$4,42 * 10^{-4}$	$1,36 * 10^{-4}$	-	-
$P(R \leq R_d)$	-	-	$7,2 * 10^{-5}$	$1,6 * 10^{-5}$

A szabvány lehetőséget ad a normáeloszlástól eltérő eloszlásfüggvények alkalmazására (normál, lognormál, Gumbel), a határállapot leírásánál. Az eloszlás szerkezet és hatásfüggő. A normáeloszlás megválasztása esetünkben a gondolatmenet általánosságát nem korlátozza.

A korábban tett megfontolásokat összegezve megállapítható, hogy ha az RRE-ek (4) egyenlet szerinti határállapota valószínűségét $10^{-6}/\text{év}$ -nek választjuk (ami konzervatív feltételezés a $\leq 10^{-5}/\text{év}$ használhatósági követelményekhez képest), akkor a hatások éves meghaladási valószínűsége lehet

$$P(E \geq E_d) \sim 10^{-4} \quad (9)$$

miközben a szabványos tervezés biztosítja, hogy az ellenállóképesség

$$P(R \leq R_d) \sim 10^{-5} \quad (10)$$

Ezek lesznek a kiválasztott RRE-ek megfelelőségi kritériumai.

Megállapítható, hogy az EUROCODE szabványrendszer alkalmazásával is el lehet érni a megkövetelt biztonsági célt, ha minden egyéb körülményt (például a tervezési alapa vonatkozókat) tekintve követjük a nukleáris biztonsági szabályozást.

Ezt elsőként a [I2] és [I3] cikkekben mutattuk be.

4.3.3. A koncepció általánosítása a külső veszélyekre

A magyar követelményeknek megfelelően a veszélyeztetettségi görbék 10^{-7} /év gyakoriságig vannak kiszámítva. A tervezési alaphoz figyelembe veendő külső veszélyeknél a veszélyeztetettségi görbeseregből a súlyozott átlaghoz tartozót kell figyelembe venni.

A szakadékszél-hatás elkerülése érdekében vizsgáljuk meg a különféle külső veszélyek veszélyeztetettségi görbéi mértékadó meredekségét, ami a 10^{-4} /év és a 10^{-5} /év éves meghaladási valószínűségek hányadosa. Ez az arány azt jelzi, hogy ha a meghaladási valószínűség egy nagyságrenddel kisebb lesz, akkor a veszélyt jellemző paraméter miként változik.

A földrengésen kívüli egyéb veszélyek közül példaképpen vegyük a meteorológiai veszélyeket. Az extrém meteorológiai paramétereket a 10^{-4} /év és a 10^{-5} /év meghaladási valószínűségekhez a 4. táblázat tartalmazza (a Végleges Biztonsági Jelentés alapján).

4. táblázat Extrém meteorológiai paraméterek

	Éves meghaladási valószínűség		Meredekség
	10^{-4} /év	10^{-5} /év	10^{-5} /év/ 10^{-4} /év
Maximum hőmérséklet ($^{\circ}$ C)	45,3	48,2	1,06
Minimum hőmérséklet ($^{\circ}$ C)	-47,9	-55,7	1,16
Hóteher (kPa)	1,5	1,8	1,20
Szélesebesség (m/s)	41,5	47,3	1,14
Napi csapadékmennyiség (mm)	132	155,7	1,18

A meteorológiai veszélyek esetében a tervezésen túli tartalékok meghatározása (egyenes szél, hőmérséklet, hóteher) determinisztikus módszerrel, szabványi követelményeknek való megfeleltetéssel történt. A 4. táblázatban látszik, hogy a tervezési alaphoz tartozó meghaladási valószínűség egy nagyságrenddel való csökkentése nem okozza a jellemző paraméterek extrém növekedését, gyakorlatilag minimális emelkedésről van szó. Emellett a meteorológiai paraméterek, események előre jelezhetők, így lehetőség van megelőző intézkedések

végrehajtására. Az *EN 1990 Eurocode: Basic of structural design* szabvány alkalmazásával evidensnek tűnik továbbá, hogy a 10^{-4} /év meghaladási valószínűségre tervezés a megfelelő funkcionalitást és megbízhatóságot fogja garantálni.

4.4. A BALESETKEZELÉSI RENDSZEREK MINŐSÍTÉSE

4.4.1. A meglévő SBK Rendszerek és Létesítmények Sérülékenységének és tartalékainak minősítése

A Paksi Atomerőmű esetében, hasonlóan a nemzetközi nukleáris ipari gyakorlathoz, az RRE-k sérülékenységét mind determinisztikus mind valószínűségi módszerekkel vizsgálták. Példaképpen említhetjük a Paksi Atomerőmű Védett Vezetési Pontjának épületét, amely szeizmikus tartalékát Code-Deterministic-Failure-Margin módszerrel határozták meg. A követelmények szerint tervezési alapon túl legalább 40% tartaléknak kell rendelkeznie az épületnek. Ez egyúttal azt is jelenti, hogy a 10^{-5} /év meghaladási valószínűség súlyozott átlaghoz tartozó események elviselésére is képes. Ráadásul a védett vezetési ponttal egyenértékű tartalék védett vezetési pont építéséről is döntés született.

A teljes erőmű földrengés-biztonságát valószínűségi módszerrel elemezték, s ugyanígy végeztek valószínűségi elemzéseket a meteorológiai terhekre.

A RRE-ek sérülésének vonatkozásában (beleértve a szakadék szél hatást is) a korábban elkészült földrengés PSA [33] feltárta a hiányosságokat és ezek megszüntetésre kerültek. A még nyitott kérdéseket a célzott biztonsági felülvizsgálat kezelte.

Nagyon fontos hangsúlyozni, hogy konténment szerkezete nagyon magas, 0,53 g szabadfelszíni gyorsulással kifejezett medián kapacitással bír, ami jóval magasabb, mint a 10^{-5} /év éves meghaladási valószínűséghez tartozó gyorsulás érték. A CBF során a különböző események reális kombinációja is értékelve volt, úgy, mint az üzemzavari villamos betáplálás elvesztése egyidejűleg a konténment sérülésével.

Az erőmű épületszerkezeteinek sérülékenység vizsgálata extrém hőmérsékletre, szélre, csapadékra a CBF során megtörtént [34]. Ennek megállapítása, hogy az erőmű épületszerkezeteinek medián kapacitása közel akkor vagy nagyobb, mint a 10^{-5} /év éves meghaladási valószínűséghez tartozó értékek. A II. kiépítés dízelgenerátor épületének egyenes szélre vonatkozó medián kapacitása példaképpen 61 m/s, ami jóval magasabb, mint a 10^{-5} /évhez tartozó érték (lásd a 4. táblázatot). Az extrém hőteher vonatkozásában egyes szerkezeteknél a

sérülékenységi görbe meglehetősen meredek. Az extrém hőteherrel az extrém egyenes szél egyidejűleg felléphet, ugyanakkor mind a hőteher, mind a szél nyilvánvalóan előre jelezhető. Az előre jelzés segítségével fel lehet készülni ezekre a ritka, extrém helyzetekre.

Az alábbiakban – a teljesség kedvéért – ismertetjük az említett módszerek lényegét.

4.4.2. A tartalék minősítése a PSA és SMA módszerrel

Egy rendszer, rendszerelem vagy akár az egész erőmű biztonsági megfelelőségét – ahogy ezt a fentiekben már láttuk – két kritérium szerint minősítjük:

- Mi a biztonsági szempontból fontos rendszerelemek megbízhatósága (performance) a tervezési alapba tartozó hatásokkal szemben.
- Miként viselkedik, ha a hatás a tervezési alapan fegyelembé vett hatásnál nagyobb, azaz van-e tartalék a tönkremenetelig, funkció-vesztésig.

A már meglévő, SBK célokat szolgáló szerkezetek, rendszerek, komponensek esetében a betervezett, beépített tartalékot kell minősíteni.

Abban az esetben, ha ezt a szerkezetet, rendszert már a 0,25 g tervezési alapra tervezték nukleáris szabványok alapján, akkor a 4. fejezetben leírtak alapján minősíthető a rendelkezésre álló tervezési tartalék.

Amennyiben régi, megerősített vagy olyan szerkezetről van szó, amely megerősítés nélkül kvalifikálható volt 0,25 g-re, a földrengés-biztonsági elemzés módszereit kell alkalmazni annak eldöntésére, hogy az adott szerkezet, rendszer vagy komponens képes-e betölteni az elvárt súlyos balesete-kezelési funkcióját a tervezési alapot meghaladó földrengés esetén.

Ennek három lehetséges módja van:

- földrengés PSA
- determinisztikus földrengés tartalék elemzés (SMA)
- a fenti kettő kombinációja.

A mértékadó dokumentumok az alábbiak:

ASME/ANS RA-S-2008 „Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, 2008

ASME/ANS RA-Sa-2009, Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, 2009

A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin (Revision 1), EPRI NP-6041-SLR1, April 2013 (last amendment October 2015)

Lehet még determinisztikus határállapot-elemzéseket végezni az egyes eseménysorozatokra¹, mint ahogy látni fogjuk később a talajfolyósodás esetében.

A vizsgálatainkban az SMA és a determinisztikus módszert alkalmaztuk. A földrengés PSA módszert csak a teljesség kedvéért említjük.

4.4.3. A PSA módszer lényege

Az (2) egyenlet a következőképpen általánosítható,

$$P_{fail} = \int_0^{a_m} \left(\frac{dH(a)}{da} \right) P_{fail/a}(a) da \leq P_{fail,target}, \quad (11)$$

ahol $H(a)$ a veszélyeztetettségi görbe és $P_{fail/a}$ az adott elem meghibásodásának feltételes valószínűsége. Az a_m a veszélyre jellemző paraméter határértéke.

Egy rendszer meghibásodásának valószínűségét a rendszert hibafa módszerrel modellezve lehet kiszámítani.

Az erőmű egészére is értelmezhető az eljárás, ami tulajdonképpen a földrengés PSA, amelyben az erőmű viselkedését esemény és hibafákkal modellezve kiszámítható annak feltételes valószínűsége, hogy hatás (és a következtében lejátszódó eseményláncok) zónasérüléshez vezet. A $P_{fail/a}$ meghatározása és a PSA típusú biztonsági elemzés kardinális kérdése.

¹ Ezek lényegüket tekintve épp olyan elemzések, mint a hűtőközegvesztés, vagy a konténment folyamatok elemzései.

4.4.4. A földrengés hatásával szembeni tartalék minősítése determinisztikus módszerrel (SMA)

A szeizmikus tartalék determinisztikus minősítésére (SMA – Seismic Margin Assessment) szolgál a HCLPF-érték, amely egy maximális vízszintes gyorsulásérték, amelynél a meghibásodás valószínűsége kisebb, mint 5%, legalább 95%-os konfidenciaszint mellett.

A HCLPF értékét az alábbi egyenlet szerint kell kiszámítani:

$$HCLPF = \frac{C - D_{NE}}{D_E + \Delta C_E} F_{\mu} a_{RLE}. \quad (7)$$

ahol

C , a teljes teherbírás,

D_E , a referencia földrengésből számított dinamikus teher kapcsán fellépő igénybevétel,

D_{NE} , az állandó terhekből származó igénybevétel,

ΔC_{NE} , az egyidejű igénybevételekből miatti teherbírás csökkenés,

F_{μ} , duktilitási tényező,

a_{RLE} , a referencia földrengéshez tartozó szabad felszíni gyorsulás maximuma.

Példaképpen, ha $HCLPF=0,35g$ és a $PGA \leq 0,35g$, akkor 95%-os konfidenciaszinten a meghibásodás valószínűsége kisebb, mint 5%. Egy rendszer HCLPF értékét a rendszerelemek HCLPF értékéből, minimum-maximum módszerrel lehet meghatározni, modellezve a rendszerelemek kapcsolatát.

A HCLPF számításának koncepciója könnyen általánosítható a földrengésen kívül lévő összes többi külső veszélyre. Ebben az esetben a (6) egyenletet a vizsgált külső veszély (szél, hőmérséklet)) jellemző fizikai paraméterére kell megadni.

4.4.5. Determinisztikus elemzések a talajfolyósodásra

Az erőmű állapotának értékelése a tervezési alapon túli talajfolyósodásra is megtörtént [24]. A telephely talajának vizsgálatok arra a következtetésre jutottak, hogy a domináns hatás a talajfolyósodás. Az erőmű laza szerkezetű anyagának egyes rétegei hajlamosak a

talajfolyósodásra. A vizsgálatok alapján a konténment, a biztonsági rendszereket tartalmazó épületek, az épületek közötti vonalas szerkezetek (kábelek, csővezetékek) túlélnek a talajfolyósodás következtében fellépő hatásokat. Az értékelésekhez az IAEA Safety Guide NS-G-1.10, EUROCODE 8 Part 3, FEMA-356, ASCE-31, ASCE-41 és a NUREG/CR-6926 szabványokat használták fel.

Néhány független veszély realiztikus kombinációját érdemes figyelembe venni az SBK RRE-ek sérülékenységi vizsgálata során. A legfontosabb ilyen effektus a földrengéssel egyidejűleg fellépő talajfolyósodás melynek értékelése a megtörtént [24] dokumentumban. A 20 másodpercnél rövidebb ideig tartó tervezési földrengés alatt bekövetkező független esemény bekövetkezése valószínűtlen. Ezzel szemben egy hosszú ideig tartó kedvezőtlen külső hatás (hóteher, jelentősebb csapadék, hóhullám, extrém hideg) már reálisan kombinálható földrengéssel. Azonban a paksi telephelyen a hosszú idejű kedvezőtlen körülmények bekövetkezése mérsékelt hatású és ezeket a hatásokat az erőmű épületszerkezetei nagy tartalékkal viselik el. Más realiztikus esemény kombináció lehet az extrém széllel kombinált nedves hó vagy jég a távvezetéseken, vagy távvezeték oszlopon, és ezek hatását valószínűségi módon az erőmű külső villamos kapcsolatának elvesztésekor vették figyelembe.

4.5. AZ ÚJ SÚLYOS BALESET-KEZELÉSI LÉTESÍTMÉNYEK TERVEZÉSI ALAPJA

A korábban leírtak alapján a RRE-eket szabványosan tervezték a 10^{-4} /év éves meghaladási valószínűségekhez tartozó paraméterekre. Ezért megfelelő tartalékkal rendelkeznek a tervezési alapon túli hatások elviselésére, még akkor is, ha 50%-kal haladja meg az esemény a tervezési alapon figyelembe vett értéket. A veszélyeztetettségi görbék elemzése azt mutatta, hogy ez a tartalék lefedi a meghaladási valószínűség egy nagyságrenddel történő csökkentéséhez tartozó eseményeket is.

Ennek dacára az MVM Paksi Atomerőmű Zrt. úgy határozott, hogy az új létesítmények, rendszerek esetében a 10^{-5} /év éves meghaladási valószínűségekhez tartozó paramétereket veszik figyelembe. Ez a nagy teljesítményű (4MW) dízelgenerátor és a tartalék vezetési pont esetében kerül alkalmazásra. Emellett a döntés mellett inkább praktikus, mint tudományos okok állnak. A tervezés ugyanis egy lépésről-lépésre folyamat, ahol első lépésben meg kell határozni a tervezéskor figyelembe veendő paramétereket és az alkalmazandó szabványokat. A tartalékok számítása, azok minősítése továbbá az üzemzavari és a baleset-kezelési intézkedések hatékonyságának értékelése komplex, empirikus folyamat. Ezzel szemben a paksi telephelyre

vonatkozó veszély jellemzést tekintve kijelölni a 10^{-5} /év éves meghaladási valószínűségekhez tartozó paramétereket egyszerűbb és költséghatékonyabb, mint 10^{-4} /év éves meghaladási valószínűségekre tervezni majd minősíteni a tartalékokat.

A talajfolyósodást a tervezés során mérlegelni kell, és az adott létesítmények (nagy teljesítményű dízelgenerátor, tartalék vezetési pont) esetében felmerülhet, akkor a tervezéskor olyan műszaki megoldást kell választani, mely alkalmazásával a talajfolyósodás kizárhatóvá válik. A talajfolyósodás kizárhatóságának kritériumait, a valószínűségi biztonsági kritériumok kontextusában a [35] irodalom taglalja.

4.6. A TERVEZÉSI/MINŐSÍTÉSI KONCEPCIÓ ÖSSZEFOGLALÁSA

A nukleáris biztonság szempontjából fontos létesítmények, rendszerek és rendszerelemek a Paksi Atomerőműben a 10^{-4} /év éves meghaladási valószínűséghez tartozó külső veszélyekre vannak minősítve, megfeleltetve. A földrengés-biztonságot tekintve ez rendkívüli szellemi és anyagi ráfordításokat igényelt, míg az egyéb természeti veszélyek esetében az újraminősítés jórészt elemzéssel megtörténhetett. Tekintettel arra, hogy a megerősítések tervezése, s a minősítések szabványos vagy verifikált eljárások szerint történtek, ezek az létesítmények, rendszerek, beleértve a már megtervezett vagy létező súlyos baleset-kezelési rendszereket is, megfelelő tartalékkal rendelkeznek, amely elégséges ahhoz, hogy a veszélyeztetettségi görbéket tekintve a tervezési alapnál egy nagyságrenddel, kisebb valószínűséggel bekövetkező hatásokat elviseljenek. A tartalékok megfelelőségének igazolásával egyidejűleg a szakadékszél-jelenség kialakulása is kizárható.

Az új súlyos baleset-kezelési létesítmények tervezésekor a 10^{-5} /év éves meghaladási valószínűségekhez tartozó paraméterek kerültek kiválasztásra. A döntés hátterében inkább praktikus, mint tudományos okok állnak, lévén a tervezési rutin a szabványi megfelelőséget követi, s nem egy valószínűségi performance indikátor elérését, s így egyszerűbb és költséghatékonyabb a tervezés egy kisebb meghaladási valószínűségekre definiálni, mint később igazolni a tartalék megfelelőségét.

A kidolgozott koncepció biztosítja, hogy a Paksi Atomerőmű elérje a biztonsági előírásokban rögzített zónaolvadással és korai nagy kibocsátással kapcsolatos biztonsági célokat.

5. A BIZTONSÁGI FÖLDRENGÉSÉNEK HATÁSA A POLGÁRI LÉTESÍTMÉNYEKRE ÉS A SÚLYOS BALESET KEZELÉSÉRE

Az atomerőművek tervezésekor minden számba vehető külső veszélyeztető tényezővel számolni kell, melyek érinthetik az atomerőmű biztonságát. A nemzetközi gyakorlatban a zónaolvadási kockázat és a korai nagy radioaktív kibocsátás gyakorisága $10^{-5}/\text{év}$ és $10^{-6}/\text{év}$ értékben van korlátozva, ahogy ezt a 3. fejezetben részletesen kifejtettem.

A RRE megfelelő tervezése biztosítja, hogy megőrzik funkciójukat a külső veszélyek bekövetkezésekor mely segítségével elkerülhető a reaktor aktív zónájának sérülése. A baleseti rendszerek, rendszerelemek és épületszerkezeteknek meg kell őrizniük funkciójukat még a tervezési alapot meghaladó külső eseménykor is. Az atomerőmű személyzetének és az országos katasztrófavédelmi szervezeteknek felkészültnek kell lenniük extrém események következményeinek kezelésére is.

Egy ritka, de pusztító esemény súlyosan érinti az erőmű környezetét, amely hatással lesz a baleset-elhárítási feladatok logisztikájára és komoly hatást gyakorol a személyzet pszichikai állapotára. Ezzel párhuzamosan az erőműtől független katasztrófavédelmi feladatok végrehajtása is komoly munkaterhelést jelent a katasztrófavédelmi szakemberek számára.

A következőkben egy hipotetikus esetet vizsgálunk [11]: Mi történne az atomerőmű környezetében, ha a tervezési alapon figyelembe vett $10^{-4}/\text{év}$ gyakoriságú földrengés rázná meg az atomerőművet?

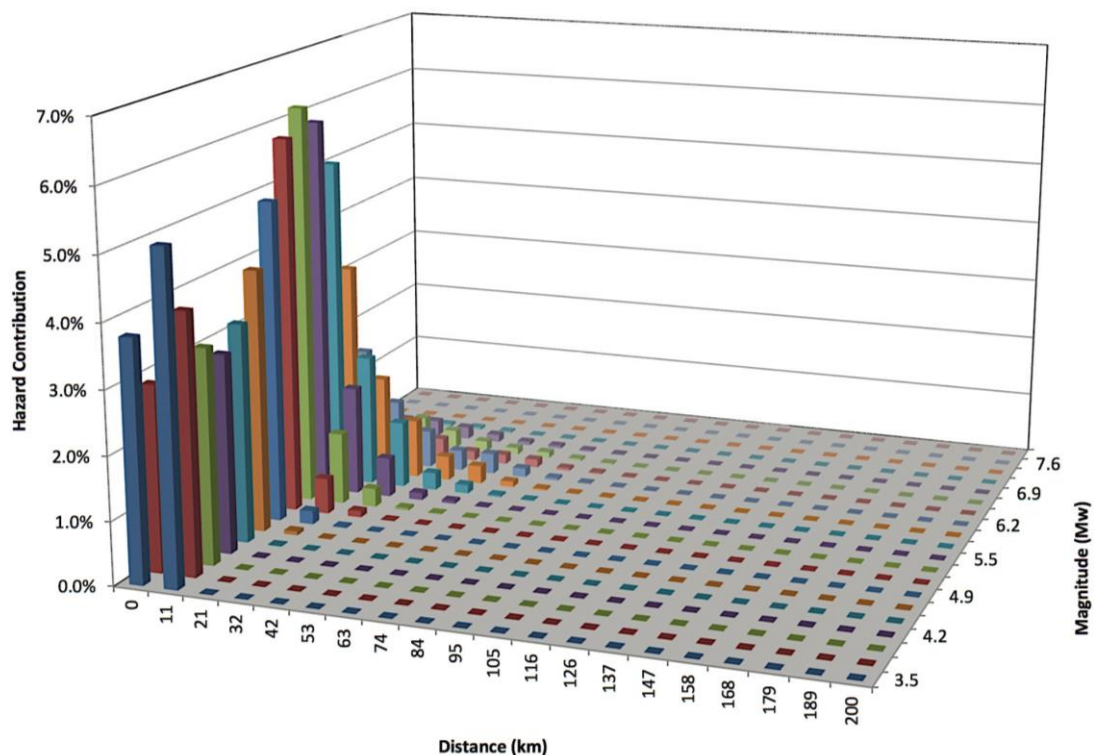
Ebben a helyzetben köszönhetően a földrengés megerősítési intézkedéseknek az atomerőmű biztonságos leállított állapotba kerül, nincs szükség telephelyen kívüli védelmi intézkedések végrehajtására [36]. Természetesen az erőmű biztonságos, leállított állapota mellett is szükség van a személyzet minimális logisztikai támogatására (például műszakváltás). Az esettanulmány célja, hogy segítse a logisztikai és baleset-elhárítási feladatok tervezését, valamint, hogy világosabb képet kapjunk azokról a körülményekről, amelyek között ilyenkor a katasztrófavédelmi és baleset-elhárítási feladatokat végrehajtóknak dolgozniuk kell. A magyar hatóságok előírják, és rámutattak, hogy fel kell mérni az esemény utáni helyzeteket, meg kell becsülni a várható következményeket [37], [38], [39]. Az olyan országokban, ahol külső veszélyek (például a földrengés) reálisan bekövetkeznek a katasztrófa védelmi intézkedéseket szisztematikus – és lényegében a gyakorlatra, tényleges tapasztalatokra alapuló – tervezés előzi

meg. Számos tanulmány nyújt segítséget az intézkedések végig gondolásához, kiérleléséhez, ad módszertant [40] és foglalja össze az ajánlásokat [41], [42]. Ezzel együtt alacsony vagy mérsékelt szeizmicitású régióra nem nagyon találni előrejelzést a földrengés várható hatásaira [43], [44], [45].

A vizsgálat során a földrengés jellemző paraméterei (magnitúdó, fészekmélység, epicentrális távolság) az atomerőmű tervezési alapjában figyelembe vett földrengés paramétereivel összehangban történt. Az épített környezetben keletkezett károk becsléséhez elkészült a földrengés intenzitási térképe. A népességeloszlás valamint az épületállomány adatai a Központi Statisztikai Hivatal 2011. évi népszámlálási adataiból származnak [46]. Ezeknek az adatoknak a felhasználásával a becslést a European Macroseismic Intensity Scale [47] felhasználásával végeztük. Ez a módszer a [43], [44] és [48] módszerek egyszerűsítésének is tekinthető, ugyanakkor megadjuk a módszer elégséges voltának indoklását.

5.1. AZ ESETTANULMÁNY-FÖLDRENGÉS DEFINIÁLÁSA

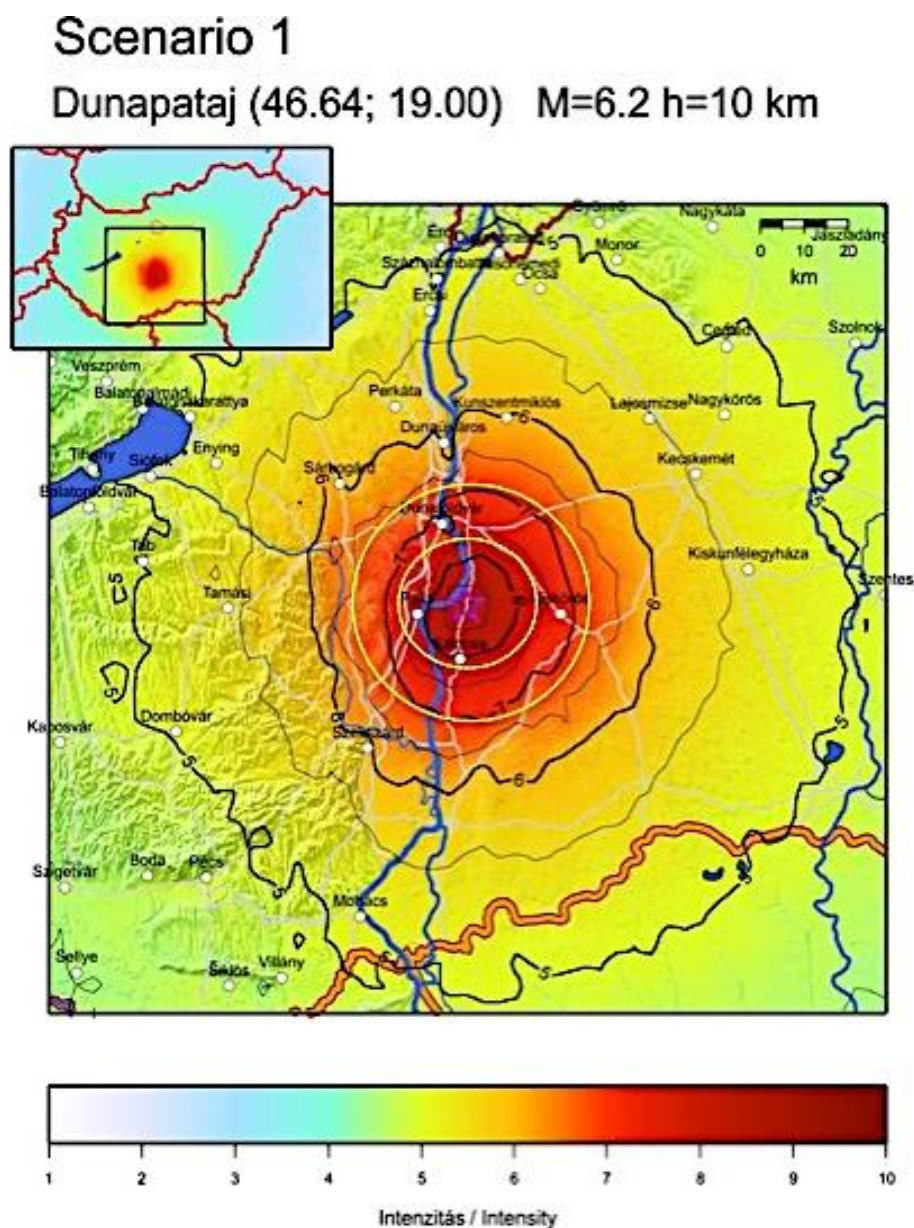
A valószínűségi alapú földrengés veszély vizsgálata alapján a 10^{-7} éves valószínűségi szintig rendelkezésre állnak a veszélyeztetettségi görbék úgy az alapkőzeten, mint a talajfelszínen. A veszély összesített jellemzését az alábbi ábra mutatja a 10^{-4} éves visszatérési valószínűsége.



2. ábra A 10^{-4} /év gyakoriságú földrengés PGA magnitúdó–távolság deaggregációja

Az ábra alapján látható, hogy az 5,8-6 momentum-magnitúdójú rengés hatása az epicentrum ~10 km-es környezetében domináns.

A Paksi Atomerőmű földrengés veszélyeztetettség értékelése alapján feltettük, hogy $M = 6,2$ magnitúdójú földrengés pattan ki az erőmű telephelyétől északkeleti irányban melynek epicentruma: Dunapataj (koordináták: 46,64; 19:00). Az epicentrum távolsága kisebb, mint 10 km az erőmű telephelyétől. Ez a 2. ábra szerint a telephelyen a biztonsági földrengésként definiált PGA-t okoz. Nyilvánvaló, és a 3. ábrán látható, hogy ez a földrengés megrázza az atomerőmű igen tág környezetét is. Az intenzitás térképen látható, hogy a földrengés hatása a környező falvakon túl érinti Paks és Kalocsa városát.



3. ábra Intenzitás térkép az 1. eset szerinti földrengésre

Jelen esetben a vizsgálat tárgya nem az atomerőmű viselkedése. Az atomerőmű vonatkozásában feltesszük, hogy a földrengés egy blokkon súlyos balesethez vezető scenáriót indított, így három blokkon a földrengés után kialakult, súlyos, de nem baleseti, és egy blokkon pedig baleseti helyzet van.

A vizsgálat arra irányul, hogy milyen következményekkel jár egy ilyen esemény az érintett települések épületeire és az ott élő lakosságra. Fontos, hogy nem csak a civil lakosság, hanem az erőmű személyzete is a közeli régióban lakik. Ez tehát rámutat arra is, hogy egy földrengést követően a személyzet váltása milyen logisztikai nehézségekbe ütközik.

Két alesetet vizsgálunk: Az elsőben a 3. ábra szerinti esetet értékeljük, a másodikban a hipocentrumot az erőmű alá helyezzük, s a 3. ábra szerinti intenzitás eloszlás középpontjának a Paksi Atomerőmű telephelyét vesszük. Az első eset lényegében a módszert demonstrálja, míg a második pontosabban megadja, hogy konzervatív esetben a környezetben kialakult károk miként hathatnak a súlyos baleset kezelésére.

5.2. GEOTECHNIKAI KÖRÜLMÉNYEK

A helyi talajviszonyok erősen befolyásolják az épületek földrengés következtében fellépő sérüléseit. Az erőmű telephelye a dunántúli löszös réteg és a Pannon medence vastag folyami üledékes rétegének találkozásánál fekszik. A Duna árterén pleisztocén folyami kavicsos réteg alkotja a felszínt, majd 7-10 m mélységben kavicsos homok, majd, homok aztán 10-15m mélységben finom szemcséjű homok található. Lejjebb relatív vékony, néhány 100m negyedidőszaki üledék, ami alatt miocén rétegek találhatóak. A térség nyugati oldalát szélfúttá negyedidőszaki üledék és lösz határolja. Ezek alatt 20-100 m vastag negyedidőszaki réteg fekszik a Felső-Pannon rétegen a teljes térségben. Az árterületen a talajvízszint magasság a Duna vízállással változik. A talajvízszint 7-10 m mélységben található, de sok helyen még ennél is kevesebb lehet. A felső talajréteget az EUROCODE 8 szerint C és D osztályba lehet sorolni az árterületen, a nyugati területeken többnyire B és C osztályba. A laza, telített homokos talaj rendkívül hajlamos talajfolyósodásra, ami számottevő károkat okozhat a civil épületeknek. Hasonló talajjellemzők esetében igazolt a talajfolyósodás, mint reális veszély [40].

5.3. A LAKOSSÁG ÉS AZ ÉPÜLETEK MEGOSZLÁSA

Az atomerőmű 30km-es övezetében összesen 75 település és 220.911 lakos található. A településeket 11 városra (Dunaföldvár, Gyöngyös, Hajós, Kalocsa, Kecel, Kiskőrös, Paks,

Simontornya, Solt, Szekszárd és Tolna) és 64 községre lehet felosztani. Az erőmű 10km-es környezetében összesen 41.590 fő él. A települések az alábbiak: Dunapataj, Fadd, Gerjen, Ordas, Tengelic, Dunaszentbenedek, Foktő, Györköny, Paks, Uszód, Dunaszentgyörgy, Géderlak, Madocsa és Pusztahencse. Az egyetlen város Paks ezen a területen. A 2011-es népszámlálási adatok alapján a Paks, Kalocsa, Szekszárd statisztikai egységben az ingatlanok 44,3-55,0% volt tégláépület. A vályog épületek aránya Tolna megyében 20,1-30,0% és 30,1-39,8% Bács-Kiskun megyében. A részletes adatokat az 5. és 6. táblázat mutatja.

5. táblázat Az épületek típusai Bács-Kiskun megye községeiben

Épületszerkezet típusa	arány, %
tégla, kő	40,9
közepes és nagy blokk tégla, öntött beton	6,1
panel	0,1
fa	0,3
vályog, föld, alapozással	33,2
vályog, föld, alapozás nélkül	18,1
egyéb	1,3
Összesen:	100

6. táblázat Az épületek típusai Bács-Kiskun megye városaiban (Kecskemét kivételével)

Épületszerkezet típusa	arány, %
tégla, kő	48,1
közepes és nagy blokk tégla, öntött beton	7,4
panel	7,6
fa	0,2
vályog, föld, alapozással	25,1
vályog, föld, alapozás nélkül	10,4
egyéb	1,3
Összesen:	100

A tégla és a vályog falazatú épületek dominálnak (92,2%) a falvakban. Az épületek 28%-a 1946 előtt épült. Bács-Kiskun megye városaiban (kivéve Kecskemét) a tégla falazatú épületek dominálnak, a vályog falazatú épületek aránya kevesebb, mint a falvakban. A városi ingatlanok 21%-a épült 1946 előtt. Az építés évének azért van jelentősége, mert az újonnan épített épületek rendelkeznek megerősített falakkal (koszorú), melyeknek nagy az ellenálló képességük a

nyíróerőkkel szemben [49]. A tolna megyei ingatlanok esetében a vályog falazat aránya 20 és 31% között változik, számottevően kevesebb, mint Bács-Kiskun megye esetében.

5.4. AZ ÉPÜLETKÁROK BECSLÉSE

A földrengés kárbecslésnek igen jelentős irodalma van, amely kezdetben a tényleges földrengés-károk felmérésére, az intenzitás empirikus meghatározására szolgáltak, később pedig egyre inkább a várható károk, a mentesítésre való felkészülés lett a módszertani vizsgálatok célja. A tárgyi irodalom áttekintése túlmutat jelen dolgozat keretein, itt csak a tán legújabb összefoglaló munkát említjük meg, az Európai Unió Joint Research Centre Institute for the Protection and Security of the Citizen által kidolgozott „RAPID-N: Rapid natech risk assessment and mapping framework”-öt [50], amely on-line kárbecslésre alkalmas.

Elviekben a várható károk becslése történhet figyelembe véve a szerkezetek lehetséges típusait és minőségi-állékonysági kategóriáit:

- a fentemlített European Macroseismic Intensity Scale (EMS) alapján,
- az úgyszintén említett EUROCODE 8 Part 3, illetve FEMA-356 alapján végzett elemzésekkel,
- valószínűségi módszerrel a veszélyeztetettségi görbe és a sérülés feltételes valószínűségét kifejező sérülékenységi (fragility) függvény ismeretében, ahogy azt a 4.4.3. fejezetben felvázoltuk,
- determinisztikus tartalék-elemzéssel, ahogy azt a 4.4.4. fejezetben vázoltuk,
- az előző két módszer kombinációjával.

A várható sérülések becslése az European Macroseismic Intensity Scale (EMS) alapján történt, ahol meg van határozva a különböző szerkezetek sérülékenységi osztálya és annak korrelációja a várható sérülési arányokról az EMS intenzitási skála alapján.

A mennyiségek definíciói az alábbiak: kevés (~5%), sok (30-40%), legtöbb (70-100%).

A sérülékenységi vagy másképpen minőségi-állékonysági kategóriák a következők:

A – vályog, föld („vert-fal”)

B – téglá

C – tégláépület betonkoszorúval, nem földrengésre tervezett

D – betonkoszorúval, földrengésálló

A kategóriák felsorolásánál megadott jellemzőket már a jelen alkalmazás szempontjából egyszerűsítettük az EMS-hez képest. Az épület-állomány tipizálásának szempontjai tekintetében hasznos támpontot szolgáltatottak a [51] és [52] publikációk.

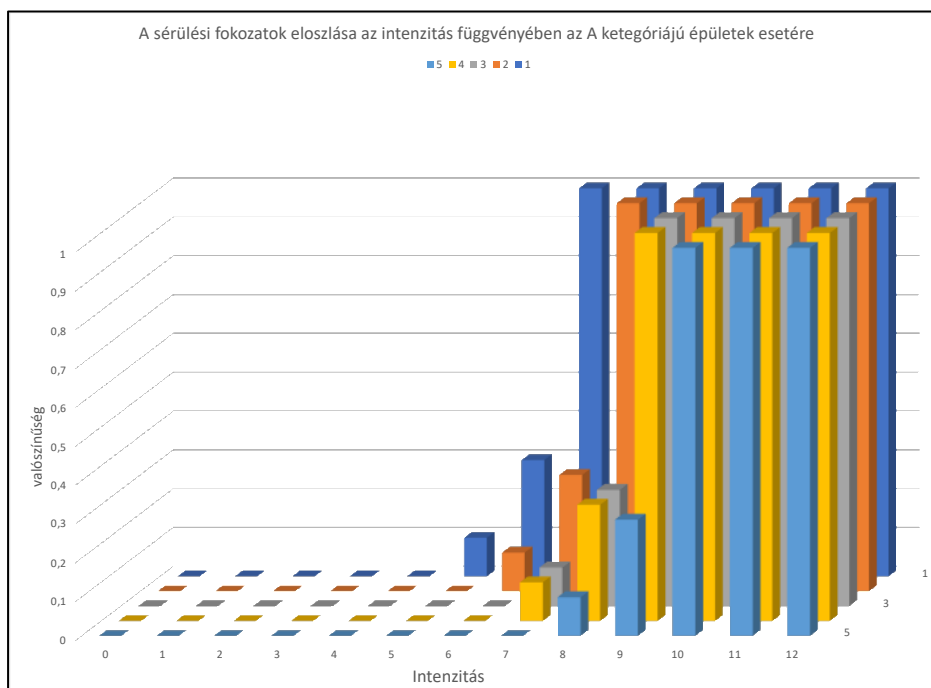
A sérülési fokozatok az alábbiak:

- 5. fokozat, nagyon súlyos szerkezeti károk (teljes vagy közel teljes összeomlás);
- 4. fokozat, súlyos szerkezeti károk, nagyon súlyos nem-szerkezeti károk (falak súlyos sérülése; a padlók és tetők részleges szerkezeti meghibásodása);
- 3. fokozat, mérsékelt szerkezeti károk, súlyos nem-szerkezeti károk (nagy és széles repedések a falak többségén, tetőcserepek lecsúsznak, a kémény a tetősig leomlik);
- 2. fokozat, enyhe szerkezeti sérülések, mérsékelt nem-szerkezeti károk (válaszfalak repedése, falazóhabarcs kipotyogása);
- 1. fokozat, elhanyagolható szerkezeti sérülések, enyhe nem-szerkezeti sérülések (helyenként finom repedések a válaszfalakon).

Az EMS megadja a „kevés, sok, legtöbb” lépcsőzéssel a várható sérülések eloszlását épület típusonként és sérülési kategóriánként.

A 4. ábrán látható oszlopdigrammként ábrázolva az A típusú épület sérülési kategóriáinak eloszlása. Az ábra alapján könnyen belátható, hogy a jelen vizsgálódás szempontjából döntő azon károk bekövetkezésének feltételes valószínűsége, amelyek az atomerőműben bekövetkező súlyos baleset elhárításának logisztikai feltételeire, mint közlekedés-logisztika, a katasztrófa-elhárítás kapacitásainak igénybevétele, a településeken lakó személyzet rendelkezésre állása szempontjából meghatározó lehet, azaz a 3. és annál súlyosabb 4. és 5. kategóriák.

Látható az is, hogy ilyen károkat a VII. intenzitás foktól lehet várni, míg a telephely-vizsgálatokból azt is tudjuk, hogy a területen aligha várható VIII-IX. intenzitású rengésnél nagyobb.



4. ábra A kárkategóriák eloszlása az intenzitás függvényében

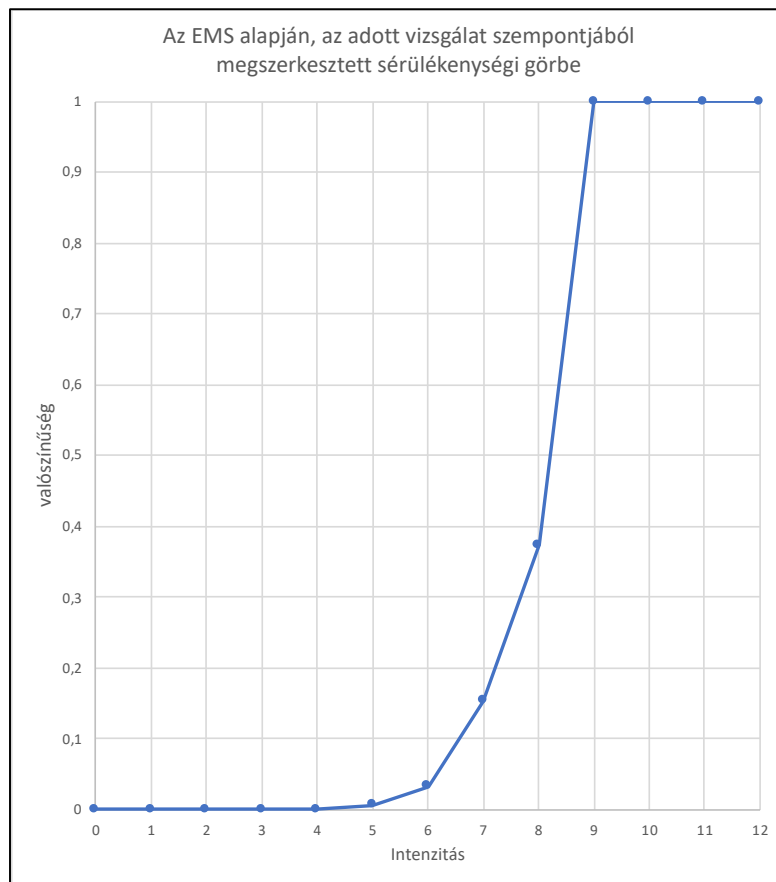
A várható sérüléseket – verbális jellemzéssel és az EMS gyakorisági dobozai szerint – minden sérülékenységi osztályra (VII. és VIII. intenzitás esetén) a 7. táblázat tartalmazza. Itt is az 5. és 6. táblázatot figyelembe véve a környezetben jellemző épület típusokra korlátoztuk a vizsgálatot.

7. táblázat Várható sérülések VII. és VIII. intenzitás esetén

Szerkezetek sérülékenységi osztálya	VII. intenzitás	VIII. intenzitás
A – vályog, föld	Sok épület (30-40%) 3. fokozatú sérülést szenved. Kevés épület (~5%) 4. fokozatú sérülést szenved.	Sok épület (30-40%) 4. fokozatú sérülést szenved. Kevés épület (~5%) 5. fokozatú sérülést szenved.
B – téglá	Sok épület (30-40%) 2. fokozatú sérülést szenved. Kevés épület (~5%) 3. fokozatú sérülést szenved.	Sok épület (30-40%) 3. fokozatú sérülést szenved. Kevés épület (~5%) 4. fokozatú sérülést szenved.
C – Tégláépület betonkoszorúval, nem földrengésre tervezett	Kevés épület (~5%) 2. fokozatú sérülést visel el.	Sok épület (30-40%) 2. fokozatú sérülést szenved. Kevés épület (~5%) 3. fokozatú sérülést szenved.

Szerkezetek sérülékenységi osztálya	VII. intenzitás	VIII. intenzitás
D – betonkoszorúval, földrengésálló	Kevés épület (~5%) 1. fokozatú sérülést visel el.	Kevés épület (~5%) 2. fokozatú sérülést visel el.

Feltéve, hogy követni szeretnénk a 4.4.3. alatti valószínűségi módszert, megalkothatnánk a jellemző épület-típusok EMS-re alapozott sérülékenységi görbéjét is, azzal a megkötéssel, hogy a baleset-elhárítást befolyásoló károkra koncentrálunk. Ez látható példaként az 5. ábrán. Ennek birtokában, s az intenzitásokhoz a szabvány szerinti gyorsulás intervallumokat rendelve, valamint a veszélyeztetettségi görbe birtokában egy 4.4.3 fejezet szerinti elemzés is végrehajtható lenne. Természetesen a telephely földrengés-veszélyeztetettségi görbéjét generálni lehet az intenzitás függvényében, s akkor az 5. ábra szerinti fragilitás közvetlenül használható a sérülés valószínűségének kiszámítására. A jelen vizsgálat céljait tekintve a 4.4.3. szerinti eljárás alkalmazása során azt a valószínűségi szintet kellene mértékadónak tekinteni, amely esetén a környezetben előforduló károk hatással lehetnek a súlyos baleset kezelésére, illetve a földrengést szenvedett erőmű kiszolgálására,



5. ábra Sérülékenységi görbe az EMS alapján a jelen vizsgálat céljaira létrehozva

5.4.1. Az esettanulmány-földrendés következményei

Feltételezve, hogy a leírt földrendés bekövetkezését, alkalmazva a sérülési rátákat (7. táblázat) a vályog (A osztály), téglafalazatú épületekre (B és C osztály) Bács-Kiskun megyében a várható károk vonatkozásában a 8. táblázatban kapott eredményekhez jutunk.

A téglafalazatú épületek aránya 92% Bács-Kiskun megye falvaiban. Az 1. esetre becsült sérülési arányokat VIII. intenzitású területekre a 8. táblázat mutatja. Az épületsérülések szinte minden lakást sújtanak az érintett területeken, és az egyéb infrastruktúrát érő elkerülhetetlen károk 5-7000 embert érintenek. Ebben az esetben a Duna nyugati oldalát (Paks és a közeli települések) érő károk kevésbé súlyosak mivel ezek a területek a VII. intenzitású térségben vannak. A VII. és VIII. közötti eltéréseket az 9. táblázat mutatja.

8. táblázat Várható sérülések Bács-Kiskun megye falvaiban

Épületszerkezet típusa	Sérülékenységi osztály	Arány (%)	Sérülékenységi arány a 10km-es körzetben EMS VIII – erősen károsító	Sérülékenységi arány a 10-30 km övezetben EMS VII – károsító
Vályog	A	51,3	Sok épület (30-40%) 4. fokozatú sérülést szenved. Kevés épület (~5%) 5. fokozatú sérülést szenved.	Sok épület (30-40%) 3. fokozatú sérülést szenved. Kevés épület (~5%) 4. fokozatú sérülést szenved.
tégla	B	40,9	Sok épület (30-40%) 3. fokozatú sérülést szenved. Kevés épület (~5%) 4. fokozatú sérülést szenved.	Sok épület (30-40%) 2. fokozatú sérülést szenved. Kevés épület (~5%) 3. fokozatú sérülést szenved.
téglaépület koszorúval	B/C			

9. táblázat Várható sérülések a VIII. intenzitású területeken az 1. esetben, Paks

Épületek EMS VIII. intenzitású területen	Sérülések az összeshez viszonyítva	Sérült ingatlanok (db)
kő, téglafalazat	1018 50% 3. fokozat 20% 4. fokozat	713
közepes és nagy blokk téglafalazat, öntött beton	151 50% 3. fokozat	75
panel	2 nem jellemző típus	0
fa	7	0
vályog, föld, alapozással	826 ~80% 4. fokozat	826
vályog, föld, alapozás nélkül	450 ~20% 5. fokozat	450
egyéb	34 nem jellemző típus	0
Total:	2487	2064

5.4.2. Az atomerőmű telephelye alatt kipattanó földrengés következményei

A személyezett váltása, pihentetése miatt az atomerőmű környezetében lévő települések a legérdekesebbek. Így tehát a 2. esetet úgy vizsgáljuk, mintha a földrengés epicentruma pontosan az atomerőmű alatt lenne. Ekkor ugyanis sokkal több olyan település lesz érintve a földrengés által, ahol az üzemeltető személyezett él. Az épületek károsodására vonatkozó becslést az alábbi táblázat mutatja.

Gyakorlatilag az épületek 2/3-a Pakson számottevően megsérül és közel 20.000 embert érint a földrengés. A városban a körülmények katasztrofálisak, melyek súlyos pszichológiai nyomást jelentenek a kötelességét végző személyzetre és akadályozza a személyzett váltását. A VIII. Intenzitású területeken várható károkat a 10. táblázatban foglaltuk össze.

10. táblázat Várható sérülések a VIII intenzitású területeken a 2. esetben

Épületek EMS VIII intenzitású területen	Sérülések az összeshez viszonyítva	Sérült ingatlanok (db)
kő, tégl	2839 50% 3. fokozat 20% 4. fokozat	1987
közepes és nagy blokk tégl, öntött beton	526 50% 3. fokozat	263
panel	482 20% 3. fokozat	96
fa	12 nem jellemző típus	0
vályog, föld, alapozással	534 ≈80% 4. fokozat	534
vályog, föld, alapozás nélkül	289 ≈20% 5. fokozat	289
egyéb	67 nem jellemző típus	0
Total:	4750	3169

A 11. táblázat a Dunaszentgyörgy esetében kapott adatokat tartalmazza ugyanis ez a község egyike azoknak, ahol nagyszámú üzemeltető személyzett lakik.

A földrengés következményei az erőmű környezetében lévő falvakban arányaiban súlyosabb, mint Pakson. Dunaszentgyörgyön a házak 80%-a számottevően megsérül és nagyjából 2500 ember érintett a földrengésben.

**11. táblázat Várható sérülések a VIII. intenzitású területeken a 2. esetben,
Dunaszentgyörgy**

Épületek EMS VIII. intenzitású területen	Sérülések az összeshez viszonyítva	Sérült ingatlanok (db)
kő, tégl	522 50% 3. fokozat 20% 4. fokozat	365
közepes és nagy blokk tégl, öntött beton	38 50% 3. fokozat	19
panel	0 nem jellemző típus	0
fa	0	
vályog, föld, alapozással	237 ≈80% 4. fokozat	237
vályog, föld, alapozás nélkül	202 ≈20% 5. fokozat	202
egyéb	24 nem jellemző típus	0
Total:	1023	823

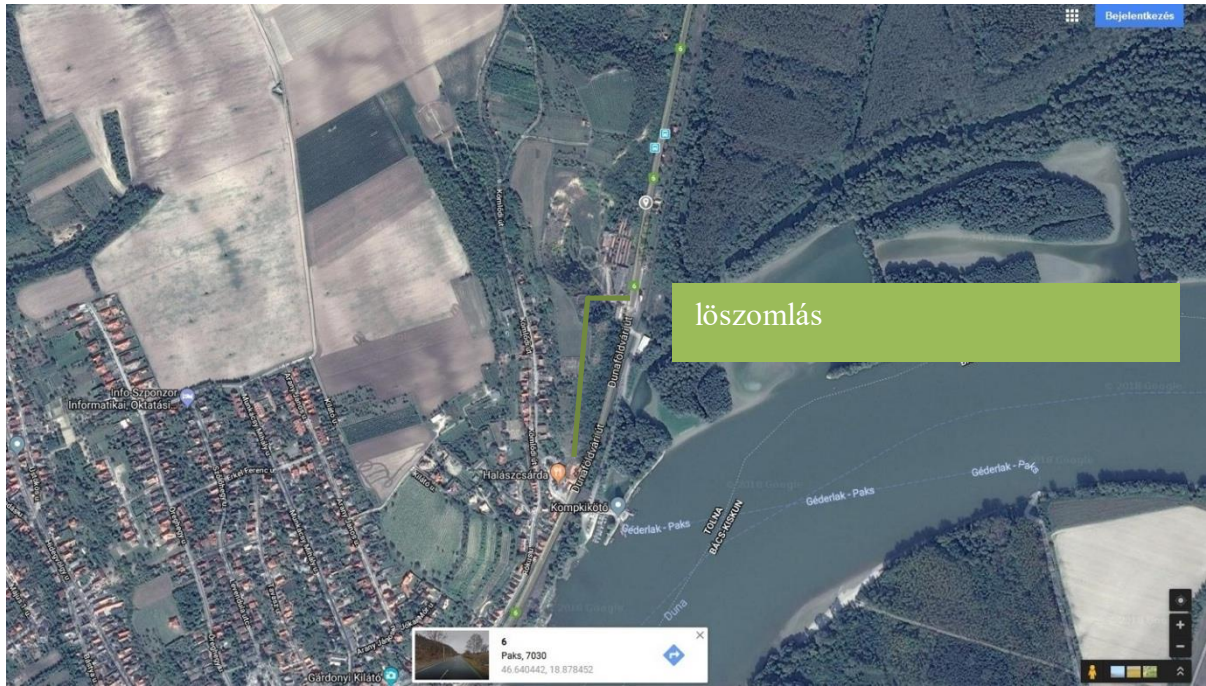
Az épület károk elemzése alapján arra az eredményre jutottam, hogy a Paksi Atomerőmű tervezési alapjában figyelembe vett földrengés hatására a paksi épületek 2/3-a továbbá Dunaszentgyörgy épületeinek 80%-a is súlyosan megsérül így a személyzet lakóhelyei nagymértékben érintettek. Kérdéses a személyzet váltásának, cseréjének megoldhatósága. Ennek vizsgálata azonban túlmutat jelen dolgozat keretein.

5.5. A FÖLDRENGÉS ÁLTAL OKOZOTT EGYÉB KÁROK

A pannon medence nagy részét holocén folyami üledék borítja magas talajvízszint mellett. A mérsékelt szeizmicitás ellenére néhány talajfolyósodási esetet dokumentáltak a nagy történelmi földrengések során, legutóbb 1911-ben Kecskeméten majd 1956-ban Dunaharasziban. A laza talaj a magas talajvízszinttel párosulva rendkívül hajlamos a talajfolyósodásra [53]. A talajfolyódás érinti az épületek stabilitását így a távvezetéki oszlopok, valamint a víz és gázvezetékek betonszerkezeteit is. Utak, hidak, gátak hasonlóképpen áldozatul eshetnek a talajfolyósodásnak. Ezzel ellentétben az atomerőmű szerkezeteire, épületeire a talajfolyósodásnak minimális hatása van csupán úgy, hogy az alapvető biztonsági funkciókat a RRE-ek megőrzik ([54] és [55]).

A térségben van néhány nem rögzített lösz fal, melyek földmozgás esetén megcsúszhatnak, és ezzel eltorlaszolhatják a 6. sz. főutat. Az alábbi kép 2016. december 19-én készült a 6.sz. főút mellett a régi téglagyár szomszédságában. Az eseményt semmilyen különleges időjárási

körülmény nem kísérte, nem volt ebben az időszakban jelentősebb csapadék vagy szélvihar, ami kimozdíthatta volna a falat. Maga a löszfal növényzettel sűrű borított volt az omlás előtt. Ez is mutatja, hogy ennél egy jóval erősebb hatás – földrengés – következtében valamilyen mértékű omlás bekövetkezik.



6. ábra 2016. december 19-i löszomlás helyszíne

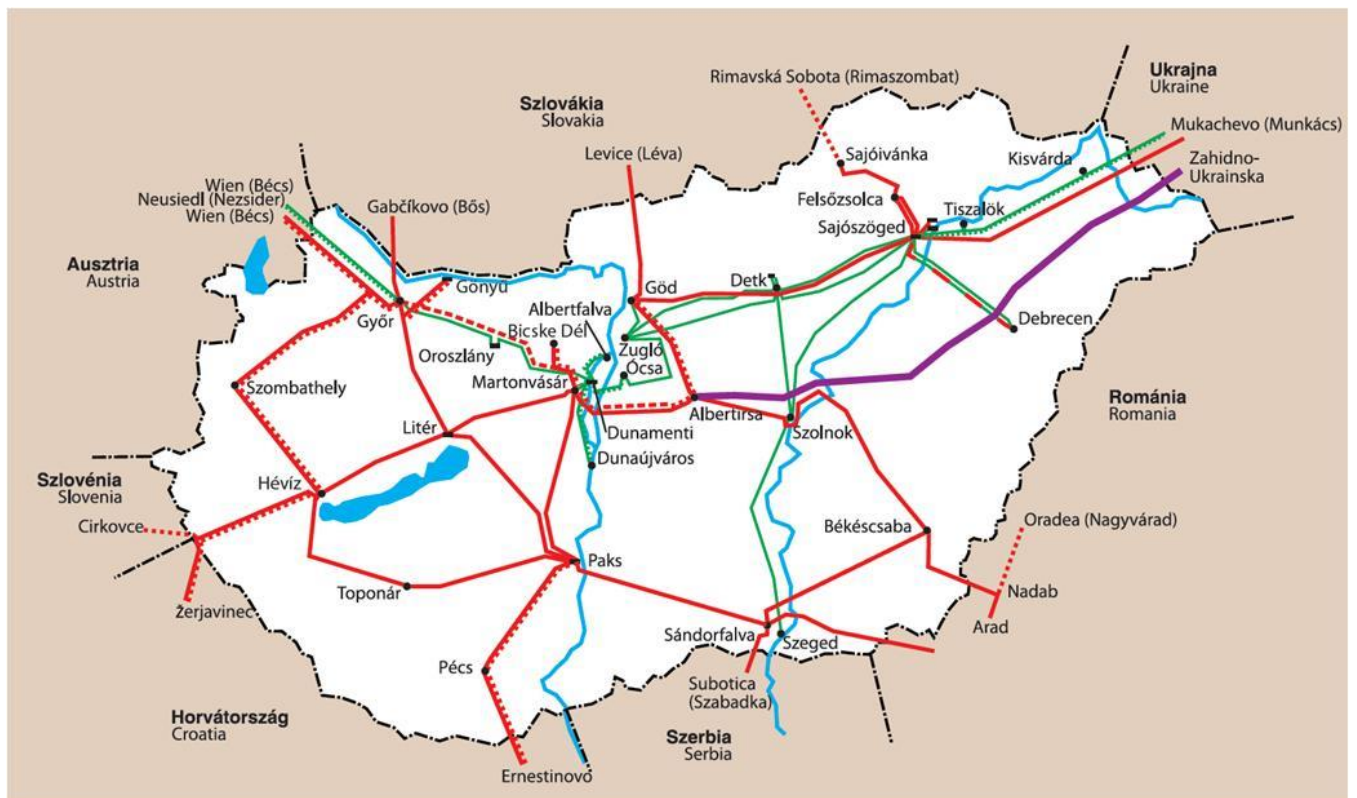


7. ábra 2016. december 19-i löszomlás

A másik fontos tényező, ami tovább rontja a földrengés utáni helyzet kezelését a másodlagos hatások. A földrengés következtében a talajfolyósodás és a kisebb-nagyobb lejtők, támfalak megcsúszása miatt a gázvezetékek sérülése reális kockázat. A földrengés utáni tűz és annak hatása sok esetben súlyosabb, mint maga a rengés által okozott károk összesége. Ezek együttese nagyban nehezíti a mentés végrehajtását és sikerességét [56].

5.6. A VILLAMOSENERGIA HÁLÓZAT SÉRÜLÉSE

A tervezési alapba tartozó földrengésre az atomerőmű saját villamosenergia-ellátása és hűtővíz biztosítása garantált akár 1 hétig is önállóan. Az erőmű a földrengés hatására a termelést biztosan nem tudja ellátni, ugyanis maga a villamosenergia-hálózat, amely a villamosenergia elvezetését biztosítja nem földrengésálló. A villamosenergia-hálózatot szélterhelésre és jegesedésre tervezték azzal együtt, hogy a 100 éves visszatérési idejű földrengést az egyenes szél hatása burkolja, ugyanakkor a tervezési alapba tartozó földrengés ennél ritkább, 10000 éves visszatérési idejű. A hálózat sérülése miatt a magyar villamosenergia termelés nagyjából fele kiesik a hálózatból, ami azonnal a magyar – és nagy eséllyel a közép-európai – hálózat összeomlásához vezet. A magyar rendszerirányító (MAVIR) természetesen rendelkezik olyan tervvel, ami a helyreállítás lépcsőfokait, ütemezéseit tartalmazza egy bármilyen okból bekövetkező hálózatösszeomlás után. A hálózat újraépítése néhány órától akár néhány napig is eltarthat attól függően milyen károk keletkeztek a távvezetési rendszerben. Az atomerőmű ez idő alatt legalább 1 hétig külső segítség nélkül tud biztonságos, lehűtött állapotban maradni a saját üzemanyag-tartalékával. Amennyiben biztosítható a dízelgenerátorok gázolajellátása néhány napot követően akkor gyakorlatilag, hetekig, hónapokig is biztonságos állapotban tartható az atomerőmű. Az erőmű telephelyén lévő távvezetési oszlopok, valamint az alállomás 120kV-os részei földrengésre meg vannak erősítve, így segítve a mielőbbi visszacsatlakoztatást a hálózatra. Ezek a részek az atomerőmű szempontjából nem látnak el biztonsági funkciót, megerősítésük kizárólag azért történt, hogy földrengést követően a hálózat ezen része ép maradjon, hiszen a magyar hálózat teljes újraépítése a legnagyobb termelőegység – atomerőmű – nem lehetséges. Amennyiben minden blokk biztonságos, lehűtött állapotba került, akkor az első blokk újra indításához telephelyen kívüli teljesítmény szükséges. A nagyjából 20MW teljesítmény vagy a Dunamenti erőműmüből (Dunamenti – Martonvásár – Paks) vagy a Gönyűben (Gönyű – Győr – Litér – Paks) található gázturbináról biztosítható.



8. ábra A magyar villamosenergia-hálózat

5.7. AZ ESETTANULMÁNY ÖSSZEFOGLALÁSA

Az esettanulmányban képet adtunk azokról a körülményekről, amik kialakulhatnak az atomerőmű környezetében egy a tervezési alapon figyelembe vett nagy földrengés bekövetkezése (10.000/év) esetén. A környezetben lévő épített környezet, civil infrastruktúra állapota katasztrófális állapotban lesz amellet, hogy az atomerőmű biztonságos, leállított állapotban van. Az értékelés segít felkészíteni a baleset-elhárítási és katasztrófavédelmi feladatokat ellátókat a különböző intézkedési tervek, helyreállítási programok kidolgozására.

6. METEOROLÓGIAI JELLEGŰ KÜLSŐ VESZÉLYEKKEL SZEMBENI ELLENÁLLÓKÉPESSÉG

A célzott biztonsági felülvizsgálatok, amelyeket a fukushimai balesetet követően végrehajtottak, nem csak a földrengéssel és a hozzá köthető jelenségekkel, veszélyekkel, hanem egyéb külső veszélyekkel is foglalkozott. Minden atomerőmű a saját telephelyére vonatkozóan elvégezte ezeknek a külső veszélyeknek az újra értékelését.

Az egyik fontos kérdés az volt, hogy biztosított-e minden esetben a telehelyen a végső hőelnyelő, azaz annak a lehetősége, hogy a reaktorban – akár a leállítottban is – keletkező hő elvonható és a környezetnek átadható. Ez egy fundamentális biztonsági kérdés. A végső hőelnyelő, lényegében a környezet, a levegő, illetve a természetes vagy mesterséges víztestek. A hőelvitel hatékonyságát pedig a környezeti elemek termikus paraméterei határozzák meg, amelyek időjárásfüggők. Így, a végső hőelnyelő problematikája által, kapnak az egyébként relatíve jól prognosztizálható és önmagában veszélyt nem is képező időjárási szélsőségek komoly nukleáris biztonsági szerepet. Van ennek az időjárási meghatározottságnak egy, a biztonságánál sokkal inkább gyakoribb és a médiában, a közvélekedésben – abszolúte hibásan – biztonságiként megrögzült aspektusa is¹. A környezeti elemek termikus paramétereinek időjárási szélsőségek miatti (hőség, szárazság) kedvezőtlen változása hatásfokot csökkenést okoz és az üzemeltetőt teljesítmény-csökkentésre kényszerítheti, amit a termelés biztonságát és a nukleáris biztonságot szándékosan összerosó média biztonsági kérdésként exponál. Az alábbiakban a nukleáris biztonsági problémát állítjuk a vizsgálat középpontjában, de nem kerüljük meg a termelésre gyakorolt hatás értékelését sem. A termelés-biztonsági és a nukleáris biztonsági probléma közötti különbséget a szükséges, esetünkben a Dunából kivett majd felmelegedve visszavezetett hűtővíz mennyiséggel lehet legjobban megvilágítani. A termeléshez több mint 100 m³/s hűtővíz-forgalom kell, míg a nukleáris biztonság kevesebb, mint 10 m³/s hűtővíz-forgalom. Ezeket a számokat kell szembe helyezni a Duna minimális vízhozamával, amely a biztonsághoz szükséges hozam sokszorososa, s amelynek kivétele a folyamból a Duna medermélyülése folytán kialakuló alacsony vízszintek esetén sem lenne technikailag megoldhatatlan probléma. Belátható, hogy a visszaadott hűtővíz miatti Duna

¹ <https://www.hirado.hu/belfold/belpolitika/cikk/2018/08/08/lmp-biztonsagi-kockazatot-jelent-a-melegedo-duna-a-paksi-atomeromure/>

víz hőmérséklet emelkedés, illetve az erre vonatkozó környezetvédelmi korlát is termelés-biztonsági és nem nukleáris biztonsági probléma.

Az elmúlt nagyjából 50 évben folyamatosan változott a meteorológiai külső veszélyek (szélvihar, tornádó, folyók áradása, extrém magas és alacsony hőmérséklet, aszály, extrém esőzések, köd és jegesedés) súlyossága, ami érinti az atomerőművek biztonságát épp úgy, mint a termelését. Alacsony vízállás és magas hőmérséklet a hűtést biztosító folyón okozhatja az atomerőmű teljesítményének a csökkenését, de szélsőséges esetben akár a leállítást is (pld: Cernavoda atomerőmű, Románia, 2009. augusztus). A gyakorlat igazolta, hogy az atomerőművek biztonságosan ellenállnak a meteorológiai szélsőségeknek (lásd Katrina hurrikán 2005-ben). Ugyanakkor néhány árvíz felvetett biztonsági kérdéseket néhány atomerőmű esetében (Blayais, Franciaország, 1999; Fort Calhoun atomerőmű, USA, 2011). A kérdést két szempontból lehet vizsgálni. Egyik esetben csak arra koncentrálnunk, hogy a nukleáris biztonság elsődleges és csak annyira erősítjük meg az atomerőművet, hogy biztonságosan hűthető állapotban maradjon, a másik esetben – a nukleáris biztonság elsődlegessége mellett – az atomerőmű termelését is fenn kívánjuk tartani. A termelést úgy vizsgáljuk, mint hogy a 100%-os teljesítményt kívánjuk fenntartani. A meteorológiai extrémumokra megfelelő tervezéssel lehet felkészülni annak érdekében, hogy a termelés zavartalanul, biztonságosan folyhasson.

A nukleáris biztonság szempontjából a sérülékenységet úgy kell értelmezni, hogy az erőmű nem képes az „ellenséges környezetben” ellenállni a külső hatásnak. A sérülékenység ebben az esetben az alapvető biztonsági funkciók (leállítás, lehűtés, hűtve tartás, fizikai gátak épségének megóvása beleértve a konténmentet is) lehetséges elvesztését jelenti. A továbbiak a Paksi Atomerőmű példáján keresztül bemutatjuk egy tipikus frissvíz-hűtéses atomerőmű helyzetét a meteorológiai veszélyekkel szemben, nyilvánvalóan korlátozva a vizsgálatot a nukleáris biztonság körére.

6.1. A KLÍMAVÁLTOZÁS HATÁSAI

A Kárpát-medence klímaváltozásának átfogó értékelése túlmutat jelen munka terjedelmén. Az atomerőmű sérülékenysége és az értékelés elvégzéséhez szükséges információkat a [57], [58] és [59] tanulmányokból lehet kigyűjteni. A jövőben a várható átlag hőmérséklet emelkedés 3,7-5,1 °C lesz a Kárpát-medencében az 1961-1990 referencia periódushoz képest. A legkisebb évszakhoz köthető emelkedés tavasszal lesz (2,7-3,3 °C). Az évszakhoz tartozó havi

átlaghőmérsékletekben $+4\text{ }^{\circ}\text{C}$ eltérés is lehetséges. A legnagyobb változások a nyarak során várható, amikor várhatóan (2071-2100 között) a növekedés a 70%-ot is meghaladja. A dunai árvizek nem különösebben érdekesek a paksi telephelyen, annál inkább az alacsony vízállások. Különösen izgalmas a kérdés, ha az alacsony vízállás extrém magas hőmérséklettel (akár hőhullám) párosul. Az előrejelzések szerint az ún. „kisvizes időszakok” (alacsony Duna vízállás) száma a jövőben emelkedni fog. Ugyanakkor az 1961-1990 referencia időszakhoz képest a víz átlaghőmérséklete $1,2\text{-}1,4\text{ }^{\circ}\text{C}$ -ot fog emelkedni 2021-2050 között. A meleg vizes napok száma emelkedik, a hideg vizes napok száma pedig csökken. A legmagasabb vízhőmérsékletek késő nyár, kora időszakra várhatóak. Mivel az előre jelzéseket nem tudjuk tesztelni, a hihetőségüket ellenőrizni, ezért konzervatívan mindig a kedvezőtlenebbet vesszük figyelembe az erőmű biztonságának, sérülékenységének vizsgálata és az új atomerőmű tervezése során. Az erőmű üzemeltetőjének és az új atomerőmű tervezőjének a jövőben több meleg nyári nappal, több kisvizes időszakkal magas vízhőmérséklet mellett kell szembe néznie amellet, hogy nagy esélye van ezen extrémumok egyidejűségének is. A meteorológiai szélsőségek visszatérési ideje csökkeni fog.

A klímaváltozás vizsgálatáról készült tanulmányokból kiderült, hogy a meteorológiai paraméterek változása nem-stacioner véletlen folyamat. A klímaváltozásról szóló tanulmányok 20-30 éves periódusokra készítenek előre jelzéseket a 21. század vonatkozásában. A várható minimum/maximum értékeket adják meg a visszatérési idő függvényében. Ebben a fejezetben a klímaváltozás hatásait a 10^4 és 10^5 közötti visszatérési idejű paraméterekre vizsgáljuk. Az egyszerűség kedvéért vizsgálatunkban az egész 21. századra stacionárius szakaszokat adunk meg. Úgy becsüljük, hogy minden egymást követő 20 évben az extrém paraméterek visszatérési ideje feleződni fog a 21. században.

6.2. A KLÍMAVÁLTOZÁS ÉS A TERVEZÉSI ALAP – BIZTONSÁGI KONZEKVENCIÁK

Az üzemelő atomerőmű esetében a tervezési alapban figyelembe veendő külső veszélyek a 10^4 visszatérési időhöz tartoznak. Ez a követelmény az erőmű biztonsága szempontjából fontos RRE-ek esetében alkalmazandó. A termelés szempontjából fontos RRE-ek esetében az ipari szabványok alapján a 100 éves visszatérési idejű meteorológiai veszélyeket kell figyelembe venni.

Legyen a visszatérési idő jele T , az n -éven belüli bekövetkezés valószínűsége a következő:

$$PE_n = 1 - (1 - p)^n, \quad (9)$$

ahol $p = 1/T$, a bekövetkezés gyakorisága.

Az üzemelő blokkok esetében a tervezési alaphoz tartozó értékeket úgy is lehet számítani, hogy a következő 20 évben a visszatérési idő feleződik $T = 5000$ év lesz 10000 év helyett. Ebben az esetben az üzemidő fennmaradó 20 évre a bekövetkezési valószínűség $PE_{20} = 0,004$, összehasonlítva ezt az eredeti (10000 év) visszatérési idővel számítottal $PE_{20} = 0,002$ adódik. Ez elfogadható, hiszen, ha a teljes 50 éves üzemidőt vesszük ($T = 10000$ év), akkor $PE_{50} = 0,005$ értéket kapjuk.

Vizsgáljuk meg ezt az új atomerőmű esetében is. A tervezési követelmény szerint a $T = 100.000$ év visszatérési idejű veszélyeket és a $p = 10^{-5}$ valószínűséghez tartozó jellemző értékeket kell figyelembe venni. A teljes 60 éves üzemidőt három 20 éves periódusra lehet osztani amellet, hogy a visszatérési idő 20 évente feleződni fog. Emellet a konzervatív megközelítés mellett a 60 éves üzemidőre a bekövetkezési valószínűség a következők szerint számítható:

$$PE_{60} = 1 - (1 - PE_{1st20}) (1 - PE_{2nd20}) (1 - PE_{3rd20}) \quad (10)$$

vagy

$$PE_{60} = PE_{1st20} + (1 - PE_{1st20}) PE_{2nd20} + (1 - PE_{1st20}) (1 - PE_{2nd20}) PE_{3rd20} . \quad (10')$$

Ahol, PE_{60} a 60 éves üzemidő alatt a tervezési paraméter meghaladásának a valószínűsége, a PE_{1st20} , PE_{2nd20} , PE_{3rd20} az adott 20 éves periódushoz tartozó meghaladási valószínűségek. A számítás eredményei az alábbi táblázatban találhatóak.

12. táblázat Meghaladási valószínűségek új atomerőműre vonatkozóan

Időtartam	Visszatérési idő, (év)	Gyakoriság, (1/év)	PE
60 évre	$T = 100000$	$p = 10^{-5}$	0,0006
Első 20 év	$T_1 = 100000$	$p_1 = 10^{-5}$	0,0002
Második 20 év	$T_2 = 50000$	$p_2 = 2 \cdot 10^{-5}$	0,0004
Harmadik 20 év	$T_3 = 25000$	$p_3 = 4 \cdot 10^{-5}$	0,0008
60 évre	T és p lépésenként stacionárius		0,0014

Az általános gyakorlat alapján továbbra is 10^{-4} /év gyakorisághoz tartozó értékeket veszik figyelembe a 60 éves üzemidőre vonatkozóan. Ekkor a bekövetkezési valószínűség $PE = 0,006$

adódik. Látható, hogy a táblázatban számított bekövetkezési gyakoriság jóval kisebb, mint az általános gyakorlatban alkalmazott. A fentiek szerint megállapítható, hogy – a még oly konzervatív feltételezés szerint is, amivel élünk – sem várható az elfogadható biztonsági szint csökkenése a klímaváltozás következtében.

A klímaváltozás hatásainak meglehetősen konzervatív elemzése alapján arra jutottam, hogy az újonnan épülő atomerőműben nukleáris biztonsági kockázatot nem okoz a klímaváltozás hatása.

6.3. METEOROLÓGIA VESZÉLYEK ÉS AZ ERŐMŰ BIZTONSÁGA

Az erőmű biztonságának vizsgálatakor az alapvető biztonsági funkciók meglétét vagy azok bármelyikének lehetséges elvesztését kell vizsgálni. Az alapvető biztonsági funkciók, a leállítás, lehűtés, hűtve-tartás, a konténment tömörsége. Veszélyhelyzetben minden másodperc számít a reaktor leállításakor. A reaktor leállítását követően néhány másodperccel a hőteljesítmény meredeken zuhan, a reaktor villamos-energiát nem termel, a reaktorban a hőteljesítmény 7-8% még ott van, amit remanens hőként folyamatosan el kell vezetni a reaktorból. A meteorológiai veszélyek következményei függenek az egyes veszélyek jellemzőitől. A legfontosabb jellemzők:

- előre jelezhetőség,
- a káros jelenségek kialakulásának sebessége,
- a megelőző és következmény csökkentő intézkedésekre rendelkezésre álló idő,
- szakadékszél hatás lehetősége,
- a különböző események reális kombinációi.

Tehát a ritka, rendkívül romboló, nem előre jelezhető, hirtelen események a meghatározóak. Az esemény súlyosságának megítélésben az egyik fontos szempont, hogy a mélységben tagolt védelem mely szintjei érintettek. A [18] dokumentum ajánlásokat ad a követelmények definiálásra. Ezek a követelmények tartalmazzák a fukushimai balesetben hasznosítható előre mutató tapasztalatokat. A követelmények beépítése folyamatos a magyar előírásokat tartalmazó nukleáris biztonsági szabályzatokba.

A fenti jellemzők segítségével elkészült egy I-től IV-ig terjedő rangsorolási koncepció az eseményt követő szituációk súlyosságától függően:

I.

Az esemény jellemzői: hirtelen következik be, nem előre jelezhető, tervezési alapot meghaladó esemény, rendkívül romboló meteorológiai veszély, potenciális szakadék szél hatással.

A tervezési alap kiterjesztésébe tartozó eseménykor a konténment sérüléséből adódóan nagy radioaktív kibocsátás lehetséges. A mélységben tagolt védelem 5-ik szintjéhez tartozó intézkedések alkalmazása szükséges. Pl.: a radioaktív anyag kikerüléséből adódó következmények csökkentése. Az erre a helyzetre vezető események gyakoriságának kisebbnek kell lennie, mint $< 10^{-7}$ / év.

II.

Az esemény jellemzői: *Lásd előbb, azzal a kiegészítéssel, hogy az alapvető biztonsági funkciókat helyre lehetett állítani*, így a mélységben tagolt védelem 4. szintjéhez tartozó intézkedések alkalmazása szükséges. Pl.: súlyos baleset kezelése, a telephelyen kívüli kibocsátások korlátozása. Az erre a helyzetre vezető események gyakoriságának a 10^{-7} / év $< 10^{-6}$ / év tartományban kell lennie.

III.

Az esemény jellemzői: rendkívül romboló hatású, vagy a tervezési alapba tartozó események kombinációja, vagy az esemény paraméterei vagy a tervezés során beépített tartalékokkal lefedhető.

A mélységben tagolt védelem 3a és 3b szintjeihez tartozó intézkedések alkalmazása szükséges. Pl.: A baleset kontrollálása, hogy ne fejlődhessen súlyos balesetté, a radioaktív kibocsátás korlátozása. Az erre a helyzetre vezető események gyakoriságának a 10^{-6} / év $< 10^{-3}$ / év tartományban kell lennie.

IV.

Az esemény jellemzői: olyan események melyek előre jelezhetőek, a hatások normál üzemeltetői intézkedésekkel kezelhetőek, a hatások a tervezési alapon belül vannak. A mélységben tagolt védelem 1. és 2. szintjeihez tartozó intézkedéseket kell alkalmazni. Pl.: Üzem közbeni rendellenességek, hibák kezelése. Az ebbe a körbe tartozó eseményeket a tervezési alap kezeli, gyakoriságuk $> 10^{-3}$.

A 4.3 fejezetben már meghatároztuk a beavatkozások és intézkedések (a kiválasztott RRE-ek) megfelelőségi kritériumait. Ha tehát az intézkedések hatására vonatkozó meghaladási valószínűség $PE(E \geq E_d) = 10^{-4}$, akkor a kívánt RRE-ek megfelelősége igazolt.

A természeti veszélyeket úgyis lehet osztályozni, hogy milyen biztonsági, illetve ezzel együtt járó gazdasági következményeik vannak.

13. táblázat A meteorológiai veszélyek gazdasági hatás szerinti osztályozása

A veszély jellemzői	Gazdasági jelentőség	
	Osztályozás	Leírás
hirtelen következik be, nem előre jelezhető, tervezési alapot meghaladó esemény, rendkívül romboló meteorológiai veszély, potenciális szakadék szél hatással	A	Konténment sérülés, potenciális nagy kibocsátással, az erőmű elvesztése
	B	Hosszantartó újjáépítési munkák
rendkívül romboló hatású, vagy a tervezési alapba tartozó események kombinációja, vagy az esemény paramétereit vagy a tervezés során beépített tartalékokkal lefedhető	C	Belátható idejű leállás
Romboló hatású, előre jelezhető, megelőző intézkedések lehetségesek	D	Belátható idejű leállás, akár az esemény utáni újra indítás
Olyan események, melyek előre jelezhetőek, a hatások normál üzemeltetői intézkedésekkel kezelhetők, a hatások a tervezési alapon belül vannak	E	Csökkentett teljesítmény melletti üzem
	O	Nincs hatása.

6.4. METEOROLÓGIAI VESZÉLYEK ÉS AZ ATOMERŐMŰ SÉRÜLÉKENYSÉGE

Egy tetszőleges atomerőmű esetében a releváns veszélyek telephely és technológia függő. Így például az elárasztás, árvíz (akár jégdugó, jégtorlaszból következően) nem releváns a Paksi Atomerőmű esetében, mert a telephely kialakítása olyan, hogy fizikailag képtelenség a telephelyet elárasztani. Ennek oka, hogy a telephely ki van emelve a terepszintből annyira, hogy ellenoldali gátak koronaszintje alacsonyabb, mint az erőmű terepszintje. Egyébként a Paksi Atomerőmű egy tipikus példája a kontinens belsejében lévő friss vízhűtéses atomerőműnek.

A meteorológiai szélsőségek úgy, mint csapadék (eső, hó), extrém magas és alacsony hőmérséklet, szélsőségesen magas Duna víz hőmérséklet és szárazság, mind kezelhető a tervezési alapon vagy a tartalékok felhasználásával még akkor is az intenzitásuk és tartósságuk emelkedne. Mivel ezek mindegyik előre jelezhető (3 nap távolságban nagy megbízhatósággal) ezért megelőző és óvintézkedéseket lehet végrehajtani. Ezeknek hatására a biztonsági következmények jelentősen mérsékelhetők. A gazdasági következmények a teljesítménycsökkenéséből adódhatnak vagy akár teljesen elhanyagolhatók. Az alacsony talajvízszint (mivel a Duna vízszinttel az erőmű alatti talajvízszint korrelál [60]) szárazsággal együtt okozhatja egyes épületek süllyedését azonban ezek becslése előzetesen rendkívül nehéz.

14. táblázat A ritka meteorológiai veszélyek értékelése

Veszély	Klímaváltozás hatása	Súlyosság	Gazdasági következmény
villámlás	Növekszik	III	O
egyenes szél, vihar	Gyakoriság és intenzitás is növekszik	III	E, ha elveszik a hálózat, O minden más esetben
tornádó, tornádó által mozgatott repülő tárgyak	Gyakoriság és intenzitás is növekszik	III és II	C vagy D, szél által mozgatott törmelék, a repülő tárgyak hatását burkolják a tornádó által mozgatott repülő tárgyak
hóvihar, hófűvás, köd, zúzmara, ónos eső	Az átlag csökken, de a szélsőségek gyakorisága növekszik	III	E, ha elveszik a hálózat, O minden más esetben

A meteorológiai szélsőséget vizsgálva megállapíthatjuk a gyenge láncszem a termelés biztonsága és a gazdasági következmények szempontjából a hálózat.

A külső feszültség elvesztése fontos biztonsági kérdés az atomerőmű szempontjából a tranziensek miatt. Az atomerőműnek ugyanakkor sokkal jobb a talpon maradási esélyei a távvezetési hálózattal szemben meteorológiai események során. A villamos-energia hálózat

sérülékenysége gyakorlatilag a teljes villamos-energia rendszer sérülékenységét határozza meg [61].

6.5. A METEOROLÓGIA SZÉLSŐSÉGEK HATÁSA A VILLAMOSENERGIA-TERMELÉSRE

Az erőmű termelésének időjárás-érzékenysége függ attól, hogy milyen hosszú ideig van szükség teljesítmény csökkentésére a hűtés (Duna víz) hatékonyságának romlása miatt. A gazdasági veszteséget befolyásolja az is, hogy a csökkentett teljesítményű üzem vagy a leállítás után az erőmű normál üzemének helyreállítása mennyi ideig tart az extrém meteorológiai helyzetet követően. A villamosenergia-rendszert tekintve, a távvezetési hálózat fontos szerepet játszik az erőmű termelésében, ha a meteorológiai esemény érinti és károsítja a távvezeték-hálózatot [60].

A leginkább kedvezőtlen hidrometeorológiai konstelláció az atomerőmű üzeme szempontjából a friss víz hűtésű atomerőműveknél – amilyen a paksi is – az alacsony folyó vízállás melletti magas folyóvíz hőmérséklet. Ez rontja a hűtés hatékonyságát ugyanis a frissvíz-hűtésű erőműveknél a folyóba visszaadott víz maximális hőmérséklete környezetvédelmi okból korlátozva van, valamint meg van határozva, hogy mi az a maximális hőmérséklet többlet, ami az erőmű előtt és után mért hűtővízhőmérsékletben lehetséges. A folyóvízbe visszaadott hűtővíz hatására a folyó vizének hőmérséklete az elkeveredési zóna végén nem haladhatja meg a 30 °C-t. Az erőműbe belépő és kilépő hőmérséklet különbségének maximuma a már üzemelő atomerőműben 11 °C, az épülő erőműben 8 °C.

A Paksi Atomerőmű helyzetét vizsgálva a meteorológiai veszélyek kapcsolatban a tapasztalatok pozitívak. Az elmúlt 34 év során nem volt még szükség meteorológiai extrémum miatt teljesítmény csökkentésre és nem okoztak biztonságot érintő eseményt sem, de 1982-ben és 2018-ban ehhez közeli állapotok álltak elő a Duna (medermélyülés miatti) alacsony vízszintje miatt.

Feltételezve, hogy a klímaváltozás hatása a következő 20 évben elhanyagolható lesz, az elmúlt 30 év extrém paramétereinek meghaladási valószínűségét Gumbel módszerrel számíthatjuk. Az egyszerű számítás elég magas valószínűséget ad arra, hogy az elmúlt 30 év szélsőséges hőmérséklet értékeit nem haladjuk meg a következő 20 évben:

$$P_{20}^{30}\{(k = 1) = 0\} = 0.6 \quad (11)$$

Ez az érték lényegében azt mutatja, hogy ilyen rendkívüli bekövetkezik, s erre az állapotra (determinisztikusan is!) készülni kell. Csökkentett villamos teljesítményre akkor lesz szükség, ha a meleg nyári napok egybe esnek az alacsony Duna vízszinttel. Ez eddig nem következett be, de 2018-ban ehhez a határesethez közeli állapotok álltak elő.

Az általánosságban jósolt 1-2 °C-os átlag hőmérséklet emelkedés éves szinten kevesebb, mint 1-2% teljesítmény csökkenést okozhat. Természetesen a teljesítmény kiesések a nyári időszakra fognak tevődni.

A biztonsági funkciók lehetséges elvesztésének valószínűsége elfogadhatóan alacsony, ahogy korábban bemutattam. A teljesítmény üzem folytatása szélsőséges időjárást követően (C és D osztály) függ attól, hogy mennyi ideig tart a rendszerek, rendszerelemek helyreállítása, a villamos-energia hálózat újraépítése. Fontos megismételni, hogy a távvezetési hálózat normál ipari szabványok szerint tervezték, létesítették, szemben az atomerőmű fontos RRE-vel.

A meglévő erőmű esetén elképzelhető nem túl jelentős teljesítmény csökkenés a következő 20 évben, de eddig ilyen fordult elő. Az új atomerőmű esetében a 21. század utolsó évtizedeiben elképzelhető, hogy megelőző intézkedéseket kell hozni a folyamatos termelés biztonsága érdekében, ha a klímaváltozás miatt a teljesítmény csökkentések gyakoriakká válnak. Arra utaló jelek vannak már Európában, hogy a hűtővíz melegeződése okozhat termelőkiesést. A francia atomerőműveknek 2003-ban voltak ebből adódó nehézségei [62], a 2018-as nyáron pedig Németországban [63] és Svédországban [64] volt a hűtővíz magas hőmérséklete miatt termelőkiesés.

Szélsőségesen nagy gazdasági hatás (A és B osztály) meteorológiai veszély következtében valószínűtlen köszönhetően a tervezési alapon figyelembe vett, nagyon alacsony bekövetkezési gyakoriságú veszélyeknek.

7. TÉZISEK

A nukleáris biztonsági követelmények, helyénvaló, de általános, értelmezést igénylő jellege miatt, megvizsgáltam, miként célszerű megválasztani a súlyos balesetkezelés során használandó rendszerek és létesítmények tervezési alapjába tartozó külső veszélyeket, valamint a tervezésnél alkalmazható szabványok körét.

1. tézis

Megmutattam, hogy a konzervatív tervezési szabványok alkalmazása esetén, illetve a 10^{-4} /év meghaladási valószínűségi szinten vett hatásokkal számolva a rendszerek, létesítmények betervezett, beépített tartalékai elégségesek ahhoz, hogy a tervezési alapot meghaladó hatások esetén se következzen be hirtelen funkcióvesztés.

Megmutattam, hogy – a külső természeti veszélyek paksi telephelyre jellemző veszélyeztetettségi görbéit figyelembe véve – az ilyen eljárással történő tervezés elégséges ahhoz, hogy nagy megbízhatósággal a 10^{-5} /év gyakoriságú események esetén sem következik be a biztonsági funkciók hirtelen elvesztése, azaz a szakadékszél jelenség.

Megvizsgáltam a Paksi Atomerőmű praktikus szempontokra és konzervatív megfontolásokra épülő azon gyakorlatát, mely szerint a súlyos baleset kezelésére szolgáló rendszerek és létesítmények tervezésénél a tervezési alapba tartozó külső veszélyeket a 10^{-5} /év gyakorisági szinten veszik és szabvány szerinti tervezést végeznek.

2. tézis

Megmutattam, hogy a 10^{-5} /év gyakorisági szintű hatások tervezési alapként való meghatározása és a szabványos tervezési eljárás – figyelembe véve a paksi atomerőmű telephely-specifikus veszélyeztetettségi görbéit – elégséges tartalékot biztosít a funkciók megőrzéséhez a 10^{-5} /év gyakoriságú esemény hatásait 50%-kal meghaladó hatások esetén is. [12, 3].

A fenti vizsgálatok keretében megvizsgáltam, hogy az eredetileg földrengés-biztonsági elemzéseknél, igazolásoknál alkalmazott eljárás milyen eredményre vezet az egyéb veszélyek esetében. Ezt több közlemény is javasolta, de számszerű igazolás nélkül.

3. tézis

Megállapítottam, hogy a módszer a Paksi Atomerőmű esetében alkalmazható, s igazolható, hogy a külső természeti veszélyek esetében a földrengés-biztonságra vonatkozó, megnyugtató megállapításhoz vezet a beépített tartalékok tekintetében. [I2,3]

Megvizsgáltam, miként hat az atomerőmű környezetében lévő településekre, infrastruktúrára a tervezés alapját képező biztonsági földrengés abból a célból, hogy felmérhető legyen, a környező településeken a lakóépületekben és az infrastruktúrában bekövetkező károk miként befolyásolhatják az atomerőműben folyó súlyos balesetkezelési eljárás logisztikai kiszolgálását. Ez a vizsgálat értelemszerűen a katasztrófa következményei elhárításának tervezését is segíti. A vizsgálati módszert egy a Paksi Atomerőmű telephelyétől É-K-re, 10 kilométerre kipattanó (Dunapataj), a 10^{-4} /év gyakoriságú biztonsági földrengéssel azonos telephelyi maximális vízszintes gyorsulást okozó rengésre végeztem, majd pedig egy a telephely alatt közvetlenül kipattanó biztonsági földrengésre.

4. tézis

Kidolgoztam egy egyszerűsített, a vizsgálat céljához igazított sérülés-bebecslési módszert, amely az Európai Makroszeizmikus Skálára alapul. Bemutattam, hogy a vizsgálat céljainak ez a módszer megfelel.

A telephelytől 10 kilométerre, Dunapataj térségében kipattanó földrengés esetén megállapítható, hogy Bács-Kiskun megye VIII intenzitású területein az épületsérülések szinte minden lakást sújtanak az érintett területeken, és az egyéb infrastruktúrát érő elkerülhetetlen károk 5-7000 embert érintenek. Ekkor a Duna nyugati oldalát (Paks és a közeli települések) érő károk kevésbé súlyosak mivel ezek a területek a VII intenzitású térségben vannak. [I1]

5. tézis

Felmértem a telephely alatt kipattanó földrengés esetére a környező teleüléseken a lakóépületekben és az infrastruktúrában várható károkat. Az adatok felhasználhatók az atomerőműben folyó tevékenység logisztikai kiszolgálásának tervezésénél, továbbá az atomerőmű környezetében végzendő katasztrófa elhárítási munkák tervezésénél.

A telephely alatt kipattanó biztonsági földrengést tekintve megállapítható, hogy a Paksi Atomerőmű tervezési alapjában figyelembe vett földrengés hatására a paksi épületek 2/3-a, továbbá Dunaszentgyörgy épületeinek 80%-a is súlyosan megsérül, így a személyzet lakóhelyei nagymértékben érintettek. Kérdéses a személyzet váltásának, cseréjének megoldhatósága. Ennek vizsgálata azonban túlmutat jelen vizsgálaton. [11] Az általam vizsgált események egyéb infrastruktúrát érintő hatásairól megállapítható, hogy néhány nem rögzített lösz fal, eltorlaszolhatja a 6. sz. főutat. A laza, telített homokos talaj rendkívül hajlamos talajfolyósodásra, ami számottevő károkat okozhat a civil épületeknek ugyanis ezek elviselésére nem tervezték és tervezik a polgári létesítményeket. Tovább rontják a földrengés utáni helyzet kezelését a másodlagos hatások. A földrengés következtében a talajfolyósodás és a kisebb-nagyobb lejtők, támfalak megcsúszása miatt a gázvezetékek sérülése reális kockázat. A földrengés utáni tűz és annak hatása sok esetben súlyosabb, mint maga a rengés által okozott károk összesége. [11]

A tapasztalatok és a tudományos elméletek, prognózisok egyaránt azt igazolják, hogy a klímaváltozás hatására gyakoribbá és súlyosabbakká válnak a meteorológiai szélsőségek. Megjelenhetnek a szélsőségek eloszlásában az igen ritka, ám katasztrófálisan súlyos események. Nyilvánvaló ugyanakkor, hogy a meteorológiai folyamatok relatíve jól prognosztizálhatók, lehetőség van a felkészülésre. A meteorológiai szélsőségek atomerőműre gyakorolt hatása vizsgálatánál konzekvensen meg kell különböztetni a termelés-biztonság és a nukleáris biztonság veszélyeztetését.

6. tézis

A klímaváltozás hatásainak konzervatív elemzése alapján megállapítottam, hogy a nukleáris biztonság szempontjából az új atomerőmű biztonsági szempontból

releváns rendszereire működőképességét a hatvan év üzemidő alatt sem veszélyezteti. [N1]

A klímaváltozás hatásainak a Paksi Atomerőmű négy működő blokkja teljesítményét érintő elemzésekor arra a következtetésre jutottam, hogy csökkentett villamos teljesítményre akkor lesz szükség, ha a meleg nyári napok egybe esnek az alacsony Duna vízszinttel. Ennek valószínűsége nagy, ahogy azt a 2018-ban kialakult helyzet is mutatja, de a prognosztizálható 1-2 °C-os átlag hőmérséklet emelkedés a visszalévő üzemidő alatt, még akkor is, ha a szélsőséges alacsony vízállás és kánikula egybeesik, kevesebb, mint 1-2% teljesítmény csökkenést okozhat. [N1]

8. HIVATKOZÁSOK

8.1. FELHASZNÁLT IRODALOM

[1] Robert D. Campbell, Greg S. Hardy, Mayasandra K. Ravindra, James J. Johnson, Alan J. Hoy „Seismic re-evaluation of nuclear facilities worldwide: Overview and status”; Nuclear Engineering and Design 182(1):17-34 · May 1998;

[2] A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin (Revision 1), EPRI NP-6041-SL, Revision 1, Project 2722-23, Final Report, August 1991

[3] Elter, J., and Matejovic, P., “*Proposal of In-Vessel Corium Retention Concept for Paks NPP*” OECD MASCA-2 Seminar, Cadarache, France, Oct. 11–12., 2007

[4] European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG), „*Hungary Stress Test, [Final National Report](#)*, 2011. december 29” [Online]

Available: <http://www.ensreg.eu> [Accessed: Jan. 9, 2019]

[5] United States Nuclear Regulatory Commission (US NRC), „*The United States of America National Report for the 2012 Convention on Nuclear Safety Extraordinary Meeting*”, NUREG-1650 Revision 4, 2012, [Online]

Available: <https://www.nrc.gov> [Accessed: Jan. 15, 2019]

[6] US NRC „*Policy Issue Notation Vote – SECY-11-0137*” [Online]

Available: <https://www.nrc.gov> [Accessed: Jan. 15, 2019]

[7] ENSREG „*UK – Fukushima Stress Test – National Final Report on Europea Council Stress Tests for UK Nuclear Power Plants – ONR – ECST-REP-11-002 Revision 0*” 2012, [Online]

Available: <http://www.ensreg.eu> [Accessed: Jan. 15, 2019]

[8] ENSREG „*Complementary Safety Assessments of the French Nuclear Power Plants (European „Stress Tests”)*” 2011, [Online]

Available: <http://www.ensreg.eu> [Accessed: Jan. 15, 2019]

- [9] ENSREG „*National Report for Germany on EU Nuclear Stress Tests*”, 2012, [Online]
Available: <http://www.ensreg.eu> [Accessed: Jan. 15, 2019]
- [10] ENSREG „*National Report for Belgium on EU Nuclear Stress Tests*”, 2012, [Online]
Available: <http://www.ensreg.eu> [Accessed: Jan. 15, 2019]
- [11] ENSREG „*National Report for the Czech Republic on EU Nuclear Stress Tests*”, 2012, [Online]
Available: <http://www.ensreg.eu> [Accessed: Jan. 15, 2019]
- [12] ENSREG „*National Report for the Slovak Republic on EU Nuclear Stress Tests*”, 2012, [Online]
Available: <http://www.ensreg.eu> [Accessed: Jan. 15, 2019]
- [13] ENSREG „*National Report for Finland on EU Nuclear Stress Tests*”, 2012, [Online]
Available: <http://www.ensreg.eu> [Accessed: Jan. 15, 2019]
- [14] ENSREG „*National Report for Hungary on EU Nuclear Stress Tests*”, 2012, [Online]
Available: <http://www.ensreg.eu> [Accessed: Jan. 15, 2019]
- [15] Autorité De Sureté Nucléaire (ASN) „*Technical notice, Earthquake resistance of the Donzère-Mondragon canal embankment*” 2017, [Online]
Available: www.french-nuclear-safety.fr [Accessed: Jan. 15, 2019]
- [16] Electricité de France (EDF) „*Temporary shutdown of the four generation units of the Tricastin nuclear power plant*” Press release, 28 September, 2017, [Online]
Available: <https://www.edf.fr> [Accessed: Jan. 15, 2019]
- [17] ENSREG Post-Fukushima accidentPeer reviewreport „*Stress Test Peer Review BoardStress tests performed on European nuclear power plants*” 25 April 2012, [Online]
Available: <http://www.ensreg.eu> [Accessed: Feb. 20, 2019]

[18] Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) RHWG „*Guidenace Document, Issue T: Natural Hazards, Head Document*”, 21 April 2015, [Online]

Available: <http://www.wenra.org> [Accessed: Jan. 15, 2019]

[19] NAÜ, „*The Fukushima Daiichi Accident*” 2015, ISBN:978-92-0-107015-9); 1254 pp.

[20] IAEA, "*Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants*", International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, Safety Series No. 75-INSAG-3, 1988, [Online]

Available: <https://www-pub.iaea.org> [Accessed: Jan. 15, 2019]

[21] Magyar Közlöny, „118/2011.(VII. 11.) Korm. rendelet a nukleáris létesítmények nukleáris biztonsági követelményeiről és az ezzel összefüggő hatósági tevékenységről”, [Online]

Available: <https://net.jogtar.hu> [Accessed: Jan. 15, 2019]

[22] IAEA, “*Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations*”, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, Safety Standards Series No. SSG-18. 2012, [Online]

Available: <https://www-pub.iaea.org> [Accessed: Jan. 15, 2019]

[23] US NRC “*Design-Basis Tornado and Tornado Missiles for Nuclear Power Plants*” U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, Regulatory Guide 1.76. 2007, [Online]

Available: <https://www.nrc.gov> [Accessed: Jan. 15, 2019]

[24] Katona, T. J., Györi, E., Bán, Z., and Tóth, L., “*Assessment of Liquefaction Consequences for Nuclear Power Plant Paks*” Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-23), Manchester, UK, Aug. 10–14, Division VII, Paper No. 125., 2015

[25] Elter, J., Tóth, É., Lajtha, G., and Téchy, Zs. “*Development of the SAM Strategy for Paks NPP on the Basis of Level 2 PSA*” OECD/NEA Workshop on Implementation of Severe Accident Management Measures (ISAMM), Böttstein, Switzerland, Oct. 26–28, Paper No. 2.5(13)., 2009

[26] Czerovszki, T. “*Regulations and Improvements in Hungary Related to Severe Accidents and Filtered Venting*” IAEA Technical Meeting on Severe Accident Mitigation through Improvement in Filtered Containment Venting for Water Cooled Reactors, Vienna, Austria, Aug. 31–Sept. 3, No. IAEATECDOC-1812, pp. 52–58., 2017

[27] IAEA, 2012, “*Safety of Nuclear Power Plants: Design*” International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1., 2012 [Online]

Available: <https://www-pub.iaea.org> [Accessed: Jan. 15, 2019]

[28] Gürpınar, A., Godoy, A. R., and Johnson, J. J. “*Considerations for Beyond Design Basis External Hazards in NPP Safety Analysis*” Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-23), Manchester, UK, Aug. 10–14, Division IV, Paper No. 424., 2015

[29] IAEA, 2016, “*Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants*” International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, No. IAEA-TECDOC-1791, 2016 [Online]

Available: <https://www-pub.iaea.org> [Accessed: Jan. 15, 2019]

[30] Electric Power Research Institute (EPRI), “*A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin*” Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA, Report No. EPRI NP-6041-SL., 1991, [Online]

Available: <https://www.epri.com> [Accessed: Jan. 15, 2019]

[31] American Society of Civil Engineers (ASCE) „*Seismic Design Criteria for Structures, Systems, and Components in Nuclear Facilities*”, American Society of Civil Engineers, Reston, VA. ASCE 43-05, 2005 [Online]

Available: <https://ascelibrary.org> [Accessed: Jan. 15, 2019]

[32] Hungarian Standards Institution, “*Eurocode: Basis of Structural Design*” Hungarian Standards Institution, Budapest, Hungary, Standard No. MSZ EN 1990:2011., 2011 [Online]

Available: <http://www.mszt.hu> [Accessed: Jan. 15, 2019]

[33] Villamos-energiák Kutató Intézet (VEIKI), “*Paks Seismic PSA: Summary of Results*” VEIKI, Budapest, Hungary, Technical Report No. 22.52 921/7., 2002

- [34] Bareith, A., Karsa, Z., and Siklóssy, T. “*Development of the PSA Methodology for External Hazards—Fragility Analysis*” Nuclear Safety Research Institute, Budapest, Hungary, Report No. No 221-010-00/3., 2011
- [35] Katona T.J., „*Assessment of Adequate Margin to Liquefaction for Nuclear Power Plants Science and Technology of Nuclear Installations*”, Volume 2018, Article ID 3740762, <https://doi.org/10.1155/2018/3740762>
- [36] Katona T. J. „*Seismic safety analysis and upgrading of operating nuclear power plants*”, In: Nuclear power, practical aspects, Wael A. (Ed.), InTech, Rijeka, Ch. 4, 2012.
- [37] Hungarian Atomic Energy Authority (HAEA) „*National report of Hungary on the targeted safety re-assessment of Paks nuclear power plant*”, Hungarian Atomic Energy Authority, Budapest, 29 December 2011.
- [38] Hornyacsek, J. „*Earthquake! Are we prepared?*” (in Hungarian) Hadmérnök, Vol. VI, No. 1, pp. 276–295. 2011
- [39] Nagy S. „*Relation of the local disaster management authorities and risk forecasts*”, (in Hungarian) Hadtudomány Vol. 3-4, pp. 124–132., 2014
- [40] Whitman R. V., Anagnos T., Kircher C. A., Lagorio H. J., Lawson R. S., Schneider P.) „*Development of a national earthquake loss estimation methodology*”, Earthquake Spectra, Vol. 13, No. 4, pp. 643–661., 1997
- [41] Alexander D. „*Principles of emergency planning and management*”, Terra Publishing, 2002.
- [42] Perry R. W., Lindell M. K. „*Preparedness for emergency response, Guidelines for the emergency planning process*”, Disasters, Vol. 27, No. 4, pp. 336–350., 2003
- [43] Tyagunov S., Grünthal G., Wahlström R, Stempniewski L., Zschau J. „*Seismic risk mapping for Germany*”, Natural Hazards and Earth System Sciences, Vol. 6, pp. 573–586., 2006
- [44] Gueguen Ph., Michel C., LeCorre L. „*A simplified approach for vulnerability assessment in moderate-to-low seismic hazard regions, application to Grenoble (France)*”, Bull Earthquake Eng. Vol. 5, No. 3, pp. 467–490., 2017

- [45] Clotaire Michel, Pia Hannewald, Pierino Lestuzzi, Donat Fah, Stephan Husen, „*Probabilistic mechanics-based loss scenarios for school buildings in Basel*” (Switzerland), Bull Earthquake Eng, DOI 10.1007/s10518-016-0025-2, 2016
- [46] Population census held in 2011 and published by the Hungarian Central Statistical Office, Housing Data, Központi Statisztikai Hivatal, 2011 évi népszámlálás, [Online]
- Available: <http://www.ksh.hu/nepszamlalas> [Accessed: Jan. 15, 2019]
- [47] Deutsches Geoforschungszentrum, „*EMS-98 European Macroseismic Scale 1998*”, Grünthal, G. (Ed.), Centre Européen de Géodynamique et de Séismologie, Luxembourg, 1998
- [48] Calvi G. M., Pinho R., Magenes G., Bommer J. J., Restrepo-Vélez L. F., Crowley H. „*Development of seismic vulnerability assessment methodologies over the past 30 years*”, ISET Journal of Earthquake Technology, Paper No. 472, Vol. 43, No. 3, pp. 75–104., 2006
- [49] Fódi A., Bódi I. „*Comparison of shear behavior of masonry walls with and without reinforcement*”, Pollack Periodica, Vol. 5, No. 3, pp. 71–82., 2010
- [50] S. Girgin, E. Krausmann, 2013, RAPID-N: „*Rapid natech risk assessment and mapping framework*”, Journal of Loss Prevention in the Process Industries 26 (2013) 949e960
- [51] Morais, EC ; Vigh, LG ; Krähling, J, „*A methodology for the development of historical building archetypes for seismic performance assessment*”, POLLACK PERIODICA: AN INTERNATIONAL JOURNAL FOR ENGINEERING AND INFORMATION SCIENCES 13:1 pp. 203-215. , 13 p. (2018)
- [52] M. Sokol, R. Ároch, Z. Gogová, „*Seismic Performance of Typical New Family Houses in Slovakia, Vienna Congress on Recent Advances in Earthquake Engineering and Structural Dynamics*” 2013 (VEESD 2013), C. Adam, R. Heuer, W. Lenhardt & C. Schranz (eds), 28-30 August 2013, Vienna, Austria, Paper No. 429
- [53] Győri E., Mónus P., Bán Z., Tóth L. „*Conclusions reached from environmental effects of historical earthquakes occurred in the Pannonian Basin*”, 26th General Assembly of the International Union of Geodesy and Geophysics, Prague, Czech Republic, 22 June – 2 July 2015, Paper S01dp-577., 2015

[54] Katona T. J., „*Safety assessment of the liquefaction for nuclear power plants*”, Pollack Periodica, Vol. 10, No. 1, pp. 39–52., 2015

[55] Katona T. J., Győri E., Bán Z., Tóth L. „*Assessment of consequences for nuclear power plant Paks*”, Transaction of 23rd Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, SMiRT-23, Manchester, United Kingdom, 10-14 August 2015, Division VII, Paper ID 125., 2015

[56] Menoni S., Pergalani F., Boni M. P., Petrini V. „*Lifeline earthquake vulnerability assessment, A systemic approach*”, In: I. Linkov, G. Kiker, R. Wenning (Eds.) Environmental Security in Harbors and Coastal Areas, Springer, pp. 1–24., 2012

[57] Mezősi G., Bata T., Meyer B.C., Blanka V., Ladányi Zs., „*Climate Change Impacts on Environmental Hazards on the Great Hungarian Plain, Carpathian Basin*”, Int J Disaster Risk Sci 5:136-146, DOI 10.1007/s13753-014-0016-3, 2014

[58] Bartholy J., Pongrácz R., Pieczka I., Torma Cs., „*Dynamical Downscaling of Projected 21st Century Climate for the Carpathian Basin, Climate Change*” in: Research and Technology for Adaption and Mitigation, Dr Juan Blanco (Ed.) InTech, DOI: 10.5772/24707, 2011

[59] Nováky B., Bálint G., „*Shifts and Modification of the Hydrological Regima Under Climate Change in Hungary*” in: Climate Change – Realities, Impacts Over Ice Cap, Se Level and Risks, Prof. Bharat Raj Singh (Ed.), InTech, DOI: 10.5772/54768, 2013

[60] MVM Paks II Zrt, „Telephely Biztonsági Jelentés II. kötet, 5. fejezet, 5.5.3.1 A talajvízszint (Verzió: 2.)”, 2016 [Online]

Available: <http://www.paks2.hu> [Accessed: Jan. 15, 2019]

[61] Tröltzsch J., Görlach B., Lückge H., Peter M., Sartorius Ch., „*Kosten und Nutzen von Anpassungsmassnahmen an den Klimawandel, Analyse von 28 Anpassungsmassnahmen in Deutschland*”, Umweltbundesamt, 2012, [Online]

Available: <http://www.uba.de/uba-info-medien/4298.html> [Accessed: Jan. 15, 2019]

[62] The Guardian, „Heatwave hits French power production” [Online]

Available: <https://www.theguardian.com/world/2003/aug/12/france.nuclear>

[Accessed: Jan. 15, 2019]

[63] Frankfurter Allgemeine Zeitung, „Stromproduktion gedrosselt: Kraftwerke wegen Hitze vor Abschaltung?“ 2018. 07. 27., [Online]

Available: <https://www.faz.net> [Accessed: Jan. 15, 2019]

[64] Reuters, „Sweden’s Ringhals-2 Shut Down Because Of High Seawater Temperatures” 30 July, 2018, [Online]

Available: <https://www.reuters.com> [Accessed: Jan. 15, 2019]

8.2. SAJÁT PUBLIKÁCIÓK

8.2.1. Idegen nyelvű folyóirat cikk

[I1] András VILIMI, László TÓTH, Tamás János KATONA, „*Analysis Of Consequences Of A Design Basis Earthquake For The Region Around A Nuclear Power Plant*”, POLLACK PERIODICA, DOI: 10.1556/606.2016.11.2.4, Vol. 11, No. 2, pp. 43–54, 2016

[I2] KATONA, TAMÁS JÁNOS; VILIMI, ANDRÁS „*Design of Severe Accident Management Systems for Beyond Design Basis External Hazards at Paks NPP*” Paper: V004T13A021, 7 p. In: 24th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE24) New York, Amerikai Egyesült Államok: American Society of Mechanical Engineers (ASME), 2016

[I3] KATONA, TAMÁS JÁNOS; VILIMI, ANDRÁS „*Design of Severe Accident Management Systems for Beyond Design Basis External Hazards at Paks Nuclear Power Plant*” JOURNAL OF NUCLEAR ENGINEERING AND RADIATION SCIENCE 4: 2 Paper: UNSP 020907 , 6 p. 2018

[I4] KATONA, TAMÁS JÁNOS; VILIMI, ANDRÁS „*Seismic Vulnerability Assessment of Site-Vicinity Infrastructure for Supporting the Accident Management of a Nuclear Power Plant*”, SCIENCE AND TECHNOLOGY OF NUCLEAR INSTALLATIONS Paper: 2929353 , 7 p., 2017

8.2.2. Nemzetközi konferencia kiadvány

[N1] KATONA, TAMÁS JÁNOS; VILIMI, ANDRÁS „*Vulnerability, safety and response of nuclear power plants to the hydroclimatic hazards*”, GEOPHYSICAL RESEARCH ABSTRACTS 18 Paper: EGU2016-1708, 2016

[N2] KATONA, TAMÁS JÁNOS; POCZIK, ISTVÁN; VILIMI, ANDRÁS „*Vulnerability, safety and response of nuclear power plants to the hydroclimatic hazards*” pp. 57-64. , 8 p. In: 16th International Multidisciplinary Scientific GeoConferences SGEM 2016: BOOK 4: ENERGY AND CLEAN TECHNOLOGIES Sofia, Bulgária: SGEM, 2016

[N3] VILIMI ANDRÁS „*NACp Implementation due to Post-Fukushima Measures*” IAEA Technical Meeting on Operational Experience with Implementation of Post-Fukushima Actions in Nuclear Power Plants, Vienna, Austria, 27-29 March 2017

[N4] VILIMI ANDRÁS „*Analisis of consequences of a design basis earthquake for the region around a nuclear power plant*” IAEA Technical Meeting on Operational Experience with Implementation of Post-Fukushima Actions in Nuclear Power Plants, Vienna, Austria, 27-29 March 2017

[N5] KATONA, TAMÁS JÁNOS; VILIMI, ANDRÁS „*Design of Severe Accident Management Systems for Beyond Design Basis External Hazards at Paks NPP*” pp. 588-596. , 9 p. In: Proceedings of the 4th International Scientific Conference on Advances in Mechanical Engineering (ISCAME), Debrecen, Magyarország: University of Debrecen Faculty of Engineering, 2016

8.2.3. Hazai konferencia kiadvány

[H1] VILIMI ANDRÁS „*A Célzott Biztonsági Felülvizsgálat (CBF) intézkedési tervének aktuális helyzete*”, Magyar Nukleáris Társaság : XII. Nukleáris Technikai Szimpózium Budapest, Magyarország pp. 1-27. , 27 p., 2013

[H2] VILIMI ANDRÁS „*A biztonsági földrengés következményeinek értékelése az atomerőmű közvetlen környezetében*” In: XIV. Nukleáris Technikai Szimpózium: Program, előadások, pp. 1-1. , 1 p., 2015

[H3] KATONA, TAMÁS JÁNOS ; VILIMI, ANDRÁS „*A súlyos balesetek kezelésére szolgáló rendszerek, létesítmények tervezési alapja a Paksi Atomerőműben*” XIV. Nukleáris Technikai Szimpózium : Program, előadások pp. 2-2. 1 p., 2015

[H4] KATONA, TAMÁS JÁNOS; VILIMI, ANDRÁS „*Analisis of consequences of a design basis earthquake for the region around a nuclear power plant*”, p.71, In: Iványi, Péter Eleventh International Miklós Iványi Phd & DLA Symposium: Abstract Book Pécs, Magyarország: University of Pécs Pollack Mihály Faculty of Engineering and Information Technology, 128 p., 2015

[H5] KATONA, TAMÁS JÁNOS; VILIMI, ANDRÁS „*Vulnerability, safety and response of nuclear power plants to the hydroclimatic hazards*” p. 70, In: Iványi, Péter (szerk.) 12th Miklós Iványi International PhD and DLA Symposium: Architectural, Engineering and Information Sciences: Abstract Book Pécs, Magyarország: Pollack Press, 2016