

dc_138_10

MTA DOKTORI ÉRTEKEZÉS

RENDSZERSZINTŰ DÖNTÉSEK PAKSI
ATOMERŐMŰ HOSSZÚ TÁVÚ, BIZTONSÁGOS
ÜZEMELTETÉSE ÉRDEKÉBEN

Katona Tamás János

2011

Tartalomjegyzék

1. BEVEZETÉS	5
2. AZ ATOMERŐMŰBEN MEGVALÓSÍTHATÓ INNOVÁCIÓ JOGI, MŰSZAKI ÉS MÓDSZERTANI KÖTÖTTSÉGEI	7
2.1. AZ ATOMERŐMŰBEN MAGVALÓSÍTHATÓ INNOVÁCIÓ SAJÁTOSSÁGAI.....	7
2.2. A MŰKÖDŐ ATOMERŐMŰ KÖTÖTTSÉGEI, A MEGVALÓSÍTHATÓSÁG KORLÁTAI.....	8
2.3. A KÖTÖTTSÉGEK MÓDSZERTANI KÖVETKEZMÉNYEI – RENDSZERSZINTŰ DÖNTÉSEK	10
3. A KUTATÓ MUNKA TÁRGYA ÉS MÓDSZERTANA.....	11
3.1. A PAKSI ATOMERŐMŰ FÖLDRENGÉS-BIZTONSÁGA	11
3.2. A PAKSI ATOMERŐMŰ ÜZEMIDEJÉNEK MEGHOSSZABBÍTÁSA.....	14
4. A FÖLDRENGÉS-BIZTONSÁG MEGVALÓSÍTÁSA	17
4.1. A FÖLDRENGÉS-BIZTONSÁG ALAPKÖVETELMÉNYEI.....	17
4.2. A BIZTONSÁGI PROBLÉMA	19
4.3. A FÖLDRENGÉS-BIZTONSÁGI PROJEKT.....	21
4.4. A TELEPHELY SZEIZMICITÁSA, A BIZTONSÁGI FÖLDRENGÉS JELLEMZŐI.....	23
4.5. A FÖLDRENGÉS-BIZTONSÁG UTÓLAGOS MEGVALÓSÍTÁSÁNAK ALAPVETŐ KÉRDÉSEI	25
4.5.1. <i>Koncepcionális döntések</i>	<i>25</i>
4.5.2. <i>A koncepcionális kérdések megválaszolását szolgáló kutatások.....</i>	<i>26</i>
4.5.3. <i>Az alapvető biztonsági funkciók megvalósításának technológiája.....</i>	<i>30</i>
4.5.4. <i>A technológiára vonatkozó döntés</i>	<i>33</i>
4.5.4.1. A döntés szempontrendszere.....	33
4.5.4.2. A megerősítési igények becslése.....	34
4.5.4.3. A földrengés esetén követendő eljárás mérlegelése	37
4.5.4.4. A szinergiák jelentősége	39
4.5.4.5. A földrengés-biztonsági projekt terjedelme	39
4.5.4.6. A technológiára vonatkozó koncepció megvalósítása	40
4.6. A FELÜLVIZSGÁLAT, MINŐSÍTÉS, MEGERŐSÍTÉS MÓDSZERTANÁNAK MEGHATÁROZÁSA.....	40
4.6.1. <i>A biztonsági követelmények megfogalmazása a fokozatosság elve szerint.....</i>	<i>40</i>
4.6.2. <i>A módszerek meghatározása a biztonsági relevancia szerint</i>	<i>41</i>

4.6.3.	<i>A modellezési, elemzési elvek, számítási módszerek meghatározása.....</i>	42
4.7.	A FÖLDRENGÉS-BIZTONSÁGI MEGERŐSÍTÉSEK.....	50
4.8.	A FÖLDRENGÉS-BIZTONSÁG ÉRTÉKELÉSE	55
4.8.1.	<i>A földrengés valószínűségi biztonsági elemzésének sajátosságai</i>	56
4.8.2.	<i>A sérülékenységi a kumulált abszolút sebesség függvényében</i>	59
4.8.3.	<i>A kumulált abszolút sebesség fizikai tartalmának interpretációja</i>	61
4.8.4.	<i>Lehetőségek a sérülékenységi leírására és bizonytalanságának kezelésére.....</i>	63
4.9.	A KUTATÁSOK EREDMÉNYEINEK NEMZETKÖZI HASZNOSULÁSA.....	65
4.10.	A KUTATÓ MUNKA ÚJ TERÜLETEI	66
5.	AZ ÜZEMIDŐ HOSSZABBÍTÁS MEGALAPOZÁSA	67
5.1.	AZ ÜZEMIDŐ HOSSZABBÍTÁS KEZDEMÉNYEZÉSE ÉS ELŐKÉSZÍTÉSE	67
5.2.	AZ ÜZEMIDŐ HOSSZABBÍTÁS LÉNYEGE.....	68
5.3.	A STRATÉGIAI DÖNTÉS.....	71
5.3.1.	<i>A megvalósíthatósági vizsgálat folyamata</i>	71
5.3.2.	<i>A megvalósítás feltételei.....</i>	73
5.3.3.	<i>A szinergiák kihasználása</i>	74
5.4.	AZ ÜZEMIDŐ HOSSZABBÍTÁSI PROJEKT MEGTERVEZÉSE.....	76
5.4.1.	<i>Az engedélyezési követelmények értelmezése</i>	76
5.4.1.1.	<i>A megkövetelt műszaki állapot fenntartása</i>	76
5.4.1.2.	<i>Az engedélyezési követelmények lényege</i>	76
5.4.2.	<i>Az üzemidő hosszabbítás, mint üzemeltetési feladat értelmezése.....</i>	77
5.4.3.	<i>A projekt-terv</i>	79
5.5.	AZ ÜZEMIDŐ HOSSZABBÍTÁS PROGRAMJA.....	80
5.5.1.	<i>A program tartalma.....</i>	80
5.5.2.	<i>Az öregedéskezelés megoldandó problémái.....</i>	82
5.5.2.1.	<i>Az öregedéskezelés terjedelme - a VVER-440/213 típus sajátosságai.....</i>	82
5.5.2.2.	<i>Az öregedéskezelés strukturált szervezése.....</i>	83
5.5.3.	<i>Az öregedési folyamatok elemzésének problémái</i>	85

5.6.	A KUTATÁSOK EREDMÉNYEINEK NEMZETKÖZI HASZNOSULÁSA.....	88
5.7.	A KUTATÓ MUNKA ÚJ TERÜLETEI.....	89
6.	ÖSSZEFOGLALÁS ÉS TÉZISEK.....	90
6.1.	A FÖLDRENGÉS-BIZTONSÁG MEGVALÓSÍTÁSÁT SZOLGÁLÓ TUDOMÁNYOS EREDMÉNYEK.....	90
6.2.	AZ ÜZEMIDŐ-HOSSZABBÍTÁS MEGALAPOZÁSÁT SZOLGÁLÓ TUDOMÁNYOS EREDMÉNYEK.....	93
6.3.	AZ EREDMÉNYEK NEMZETKÖZI HASZNOSULÁSA.....	94
7.	KÖSZÖNETNYILVÁNÍTÁS.....	95
8.	HIVATKOZÁSOK.....	96

Ábrák:

4.4-1. ÁBRA: A FÖLDRENGÉS VESZÉLYEZTETETTSÉG A PAKSI TELEPHELYEN	24
4.5-1. ÁBRA: A ROBBANTÁSOS KÍSÉRLETEK ELRENDEZÉSE	26
4.5-2. ÁBRA: A FŐÉPÜLET EGY LENGÉSSALAKJA	27
4.5-4. ÁBRA: MÉRÉSI PONTOK A KISNYOMÁSÚ ZŰHR TARTÁLY MODELLJÉN	29
4.5-5. ÁBRA: A TARTÁLYON MÉRT GYORSULÁSOK VÁLASZSPEKTRUMA 5% CSILLAPÍTÁSNÁL	30
4.5.4-1. ÁBRA: A CSÓVEZETÉKEK SZEIZMIKUS TEHERVISELŐ KÉPESSÉGÉNEK ELOSZLÁSA.....	35
4.6.3-2. ÁBRA: TÉRBELI RÚDMODELL A REAKTOR FŐÉPÜLETRE.....	44
4.6.3-3. ÁBRA: SÍKMODELL A REAKTOR FŐÉPÜLETRE	44
4.7-1. ÁBRA. VISZKÓZUS LENGÉSCSILLAPÍTÓK A GŐZFEJLESZTŐK ALATT	52
4.7-2. ÁBRA: HOSSZIRÁNYÚ MEGERŐSÍTÉSEK A REAKTORCSARNOKBAN	53
4.7-3. ÁBRA: A KERESZTIRÁNYÚ MEGERŐSÍTÉSEK KONCEPCIÓJA.....	54
4.7-4. ÁBRA. HÍDSZERKEZET A KERESZTIRÁNYÚ, VÍZSZINTES ERŐK FELVÉTELÉRE A LOKALIZÁCIÓS TORNYOK KÖZÖTT.....	54
4.8-1. ÁBRA: A ZÓNASÉRÜLÉS GYAKORISÁGÁNAK VÁLTOZÁSA A BIZTONSÁGNÖVELŐ INTÉZKEDÉSEK HATÁSÁRA.....	56
4.8.4-1. ÁBRA: LOGNORMÁLIS ELOSZLÁS P-DOBOZA	65
5.2-1. ÁBRA: AZ ATOMERŐMŰ ÉLETTARTAMÁT MEGHATÁROZÓ ÖREGEDÉSI FOLYAMATOK.....	70
5.4.1-1. ÁBRA: A MEGVALÓSÍTHATÓSÁGI VIZSGÁLAT	71

Táblázatok:

4.6.3-1. TÁBLÁZAT: ÉPÜLET SZERKEZETEK ELEMZÉSI, ÉRTÉKELÉSI MÓDSZEREI.....	47
4.6.3-2. TÁBLÁZAT: AZ ÉRTÉKELÉSI MÓDSZEREK AZ ASME ÉS SZEIZMIKUS OSZTÁLYOK SZERINT.....	48
4.6.3-3. TÁBLÁZAT: CSÓVEZETÉK ÉRTÉKELÉSI MÓDSZEREI	49
4.7-1. TÁBLÁZAT. A GYORSAN MEGVALÓSÍTHATÓ MEGERŐSÍTÉSEK MENNYISÉGI JELLEMZŐI	50
4.7-2. TÁBLÁZAT. A FÖLDRENGÉS-BIZTONSÁGI MEGERŐSÍTÉSEK FŐBB MENNYISÉGI JELLEMZŐI	51

1. BEVEZETÉS

Hazánk fejlődése szempontjából létfontosságú a kiszámítható, olcsó, megbízható és környezetkímélő villamosenergia-ellátás, amit – az ország rendkívüli importfüggőségére tekintettel – az elsődleges energiahordozók piacának megosztásával, a termelési technológiák sokféleségével, a hazai források kihasználásával lehet biztosítani. Ez a cél – az Európai Unió környezet- és klímavédelmi célkitűzéseire és hazánk érdekeire tekintettel – a kibocsátások korlátozása mellett, a megújuló források kihasználásának, illetve az emisszió-mentes technológiáknak fejlesztésével érhető el, ahogy azt a 2008. évi energiapolitika, illetve a 2010-ben kidolgozott új, hosszú távú energia stratégia is rögzíti.

A környezet- és klímavédelmi, gazdasági és ellátás-biztonsági célrendszert tekintve a nukleáris villamosenergia-termelésnek kedvező sajátosságai vannak (Katona, 2008; Katona, 2010a). Következésképp, hazánk villamosenergia-ellátásának hosszú távon is meghatározó eleme a paksi atomerőmű üzemben tartása s a nukleáris villamosenergia-termelés fejlesztése (Csom et al, 2006). Ezt igazolják a paksi atomerőmű értékei, miáltal meghatározó szerepet játszik Magyarország biztonságos, olcsó és tiszta energiával való ellátásában. A paksi atomerőmű négy VVER-440/213 típusú reaktorblokkja 1974 és 1987 között épült, s ez volt Magyarország legnagyobb ipari projektje a XX. században. Az erőmű jelenlegi 2000MW villamos teljesítménye az ország beépített kapacitásának mintegy húsz százalékát képezi, ami ugyanakkor a hazai termelés döntő hányadát adja, 2010-ben 15761 GWh-t, ami a bruttó hazai termelés 42,1 %-a. A paksi atomerőmű a legolcsóbb és stabil áron termelő kapacitás. Az erőmű rendelkezésre állása kiváló, a kumulált teljesítmény-kihasználási tényezője, 2010-ben 89%. A paksi atomerőműnek elhanyagolhatóak a radiológiai környezeti hatásai. Az atomerőmű a megengedett értéket jelentéktelen hányadát használja ki, mindössze a $\approx 0,25$ százalékát, s a kritikus népességcsoport atomerőmű üzeméből származó dózistöbblete hozzávetőlegesen annyi, mint ami a természetes háttérsugárzásból kapott tízperces dózis. Az atomerőmű nem bocsát ki üvegházhatású gázokat, s bármilyen technológiával is helyettesítenénk növekedne a teljes életciklus alatt, a megtermelt energiára vetített kibocsátás.

A biztonság az atomerőmű létezési feltétele, ezért folyamatos figyelem tárgya és elsőbbsége van minden egyéb érdekhez képest. A paksi atomerőmű üzemideje alatt számos biztonságnövelő intézkedés történt, amelyekkel felszámoltuk az atomerőmű szisztematikus biztonsági elemzései és a nemzetközi követelmények, illetve tapasztalatok

alapján feltárt hiányokat. Ezek között az intézkedések között a legnagyobb volumenű volt a földrengés-biztonság növelését szolgáló projekt. Az átfogó biztonságnövelő program eredményeként a biztonság szintje a paksival egykorú atomerőművekét eléri, sőt meghaladja (Bajsz, Katona, 2002a).

Az atomerőmű tervezett üzemideje 30 év, ami 2012 és 2017 között jár le. 2000-ben egy megvalósíthatósági tanulmánnyal elkezdődött az a szisztematikus műszaki-tudományos munka, amely eredményeként az atomerőmű üzemideje húsz évvel meghosszabbítható (Katona, Kovács, Rátkai, 2000). Az üzemidő hosszabbítás környezetvédelmi engedélyt kapott 2006-ban (Elter, Katona, Pécsi, 2007). 2008-ban kezdődött a nukleáris biztonsági engedélyezési folyamat az üzemidő hosszabbítás programjának elkészítésével, amelyet követ az üzemeltetési engedély meghosszabbítása, az 1. blokk esetében 2011-ben, majd sorra, a többi blokkra. Az Országgyűlés, 2005. novemberében a szavazatok 96,6 százalékával tudomásul vette a paksi atomerőmű üzemidejének meghosszabbítását (85/2005. (XI. 23.) sz. OGY határozat).

A Paksi Atomerőmű Zrt. stratégiája ma három szóban foglalható össze: biztonság, versenyképesség és elfogadottság. Ezek adják a paksi atomerőmű üzemeltetésének és az új atomerőmű létesítésének alapját. Amellett, hogy a biztonság mindenkor elsőbbséget élvez, a biztonság növelése uralta a paksi atomerőmű történetének első két évtizedét, míg a teljesítmény növelése és az üzemidő meghosszabbítása, illetve az új atomerőmű létesítésének előkészítése az utóbbi évtized, s napjaink fő célkitűzése (a cégstratégia fejlődéséről lásd Katona, Bajsz, 1992; Katona, 1999; Katona, Kovács, 2000; Katona, 2001a; Katona, 2002b; Bajsz, Katona, 2002a; Katona, 2008).

Szakmai pályámat, s a kutatói érdeklődésem tárgyát az elmúlt huszonhét évben a paksi atomerőmű üzemeltetésének, fejlesztésének és bővítésének stratégiai feladatai határozták meg. A dolgozatban ezekből két fontos kutatási területet, az atomerőmű földrengés-biztonságának megvalósítását és az üzemidő hosszabbítását szolgáló tevékenységemet és eredményeimet foglaltam össze. Azokat a műszaki újdonságnak számító kezdeményezéseket mutatom be, amelyek szükségesek voltak a paksi atomerőmű e két fontos projektjének elindításához, illetve azt a munkát, amely a stratégiai célok és feladatok megfogalmazásához, illetve azokhoz a rendszerszintű döntésekhez kellett, amelyek eredményeként a stratégiai célok egy működő, adott konstrukciójú atomerőműben értelmezhető, kivitelezhető feladatokká váltak, s megvalósulhattak.

2. AZ ATOMERŐMŰBEN MEGVALÓSÍTHATÓ INNOVÁCIÓ JOGI, MŰSZAKI ÉS MÓDSZERTANI KÖTÖTTSÉGEI

A földrengés-biztonság megvalósításában, illetve az üzemidő hosszabbítás műszaki-tudományos megalapozásában létrejött tudományos értékek, de főképp az egyén szerepének megértéséhez célszerű áttekinteni a műszaki innováció sajátosságait egy termelő, működő atomerőmű esetében.

2.1. AZ ATOMERŐMŰBEN MEGVALÓSÍTHATÓ INNOVÁCIÓ SAJÁTOSságAI

Az atomerőművek a tudományos eredmények „nagy fogyasztói”, s tág teret nyújtanak az innovációnak, hiszen mint potenciálisan veszélyes és nagyértékű termelő kapacitások az innovációs ráfordításokat messze megtérítik akár a biztonság, akár pedig a hatékonyság az innováció tárgya. Jó példa erre a paksi reaktorok teljesítményének közelmúltban végrehajtott, nyolc százalékos növelése, amelynek ráfordításai egy éven belül megtérültek, s ettől kezdve a megnövelt teljesítmény nyereséget termel.

Ugyanakkor a működő atomerőmű a tudomány szempontjából egy konzervatív létesítmény, hiszen a jogszabályok – jelesen az 1996. évi CXVI. törvény az atomenergiáról, illetve a 89/2005. (V. 5.) Korm. rendelet – előírják, hogy minden biztonságnövelő átalakítás, bármely a hatékonyságot javító innováció szigorú hatósági ellenőrzés és jóváhagyás tárgyát képezze. Ebből eredően az egyéni kezdeményezések, amelyek mögött személyes tudományos teljesítmény lehet, igen hosszú, összetett és sokszereplős eljárás után válhatnak valóra.

A nemzeti nukleáris biztonsági szabályozás és a Nemzetközi Atomenergia ügynökség (NAÜ) által kiadott nemzetközi normák is megkövetelik, hogy az atomerőműben csak bevált, megfelelően igazolt műszaki megoldásokat alkalmazzanak (NAÜ, 1988)¹. Ez tovább korlátozza a műszaki eredmények személyes jellegét. Hangsúlyozni kell azonban, hogy az egyenként valahol már kipróbált intézkedésekből, módszerekből, tudományos eredményekből egy új rendszert kell felépíteni, amely a paksi VVER-440/213 atomerőműre alkalmazható, s ez kreatív, tudományos igényű feladat. Az ismert elemekből felépített rendszer új produktum, amelynek értékét a paksi atomerőmű biztonságához való hozzájárulása, az üzemidő hosszabbítás esetén pedig a húsz év

¹ INSAG-3 Rev.1; Principle No 68: Nuclear power technology is based on engineering practices, that are proven by testing and experience, and which are reflected in approved codes and standards and other appropriately documented statements.

továbbüzemelés nemzetgazdasági értéke adja meg. Az alkalmazás partikuláris jellege nem csorbítja az eredmény univerzális értékét, hiszen a rendszer kreatív adaptációval átvihető más atomerőművekre is, ahogy azt az eredmények nemzetközi hasznosítását bemutatva demonstrálni is fogjuk.

Az atomerőmű műszaki komplexitása miatt az innováció egyfelől tartalmilag interdiszciplináris, több szakmai közreműködőt (nukleáris technológia, hőenergetika, gépészet, villamos- és irányítástechnika, információ-technológia, biztonsági elemző) igényel, másfelől a megvalósítás az üzemeltető-engedélyes cég számos szervezeti egységének (üzemviteli, karbantartási, műszaki háttér és biztonságért felelős), vállalkozóknak és alvállalkozóknak koordinált tevékenységét igényli. Következésképpen a fajsúlyos innováció megvalósulásához az atomerőműben kollektív teljesítmény, erőfeszítés szükséges. Kitűnő példa erre, a teljesítménynövelés, amelynek kezdeményezésében, s a projekt elindításában meghatározó szerepem volt (Bajsz, Katona, 2002b), s amelyért nem egyes személyek, hanem a Paksi Atomerőmű Zrt. kapta 2010-ben az Innovációs Díjat. Ennek ellenére a folyamatban számos olyan pont van, ahol a műszaki probléma megoldása, vagy a döntés, illetve az engedély megalapozása egyéni tudományos teljesítményt igényel.

2.2. A MŰKÖDŐ ATOMERŐMŰ KÖTÖTTSÉGEI, A MEGVALÓSÍTHATÓSÁG KORLÁTAI

Az atomerőmű biztonságát javító innovációnak tartalmilag kényszerűen illeszkedni kell a meglévő konstrukció adottságaihoz, a módosítások korlátozott kivitelezhetőségéhez. A gazdasági mutatókat javító innováció esetében a hozadéknak mindemellett még ellensúlyozni a közvetlen ráfordításokon felül az implementáció okán történő leállás és termelés-kiesés veszteségét is. Következésképp a működő atomerőmű esetében az innovációra vonatkozó döntés előkészítéséhez fel kell tárni a lehetséges megoldásokat, intézkedéseket, s a „lehetséges” és a „szükségszerű” között meg kell határozni a „szükséges és elégséges”, azaz a megvalósítandó intézkedések halmazát.

A „lehetséges” intézkedések halmazát a probléma lényegét feltáró tanulmányok, szakértői javaslatok, vállalkozói ajánlatok, illetve a megvalósíthatósági tanulmányok tartalmazzák, ajánlják fel közelítve a tudomány mai állása szerinti teljességhez.

A „szükségszerű” intézkedések halmazát egyfelől a biztonságot vagy a hatékonyságot, eredményt javító innováció műszaki tartalma, másfelől a Nukleáris

Biztonsági Szabályzatok (NBSZ, ami a 89/2005. (V. 5.) Korm. Rendelet melléklete), vagy egyéb jogszabályban előírt követelmények határozzák meg.

A biztonsági szempontból a szükségszerű intézkedések meghatározásánál követni kell az arányosság elvét², ami az egyik általános biztonsági alapelv, s ami az intézkedés milyenségét a biztonsági relevanciához köti, mérlegelve az intézkedés és az érintett rendszerek/funkciók biztonsági hozadékát (NAÜ, 2006a).

Működő atomerőművek utólagos biztonságnövelése esetén a biztonsági követelmények szerinti „szüregszerű” is csak bizonyos kompromisszumok árán valósítható meg: egy új erőmű tervezéséhez viszonyítva kisebb mérnöki, de nem kisebb biztonsági tartalékokkal. Az intézkedések biztonsági cél szempontjából szükséges minimumát a „szükséges és elégséges” intézkedések halmazaként jelölhetjük.

A működő atomerőművek esetére a „követelmények szükséges és elégséges szinten történő teljesítése” elvét megfogalmazza a NAÜ INSAG-8 dokumentuma (NAÜ, 1995). Ez az ésszerűen megvalósítható legkisebb kockázat elvének (ALARP avagy as-low as reasonable practicable elv lásd (HSE, 1988) és (HSE, 2009)) alkalmazása a biztonságnövelésre. Az elv alkalmazására jó példa, hogy – bár létezik az atomerőművek földrengésre történő tervezésére biztonsági útmutató (NAÜ, 2003a) – a működő atomerőművek földrengés-biztonsági felülvizsgálata és újraminősítése egy külön biztonsági útmutató tárgyát képezi (NAÜ, 2009a).

A megvalósítandó intézkedések minimumát eme „szükséges és elégséges” intézkedések halmaza jelenti, mivel a megvalósítandó intézkedések között lehetnek – a „szükséges és elégséges” felett – olyan intézkedések, amelyek például a kezelő személyzet munkáját megkönnyítik, vagy hozzájárulnak az atomerőmű társadalmi elfogadottságához. A motivációról lásd például (Katona, 1999).

Az engedélyes-üzemeltető tudományos értékű teljesítménye általában nem a feladatok kidolgozásában keresendő, hiszen ahhoz sok szakértő, vállalkozó validált eszközökkel, módszerekkel végzett, esetenként többéves munkája szükséges, hanem a feladatok halmazának és a végrehajtás módszerének adekvát megválasztásában.

² Principle 5: Optimization of protection - Protection must be optimized to provide the highest level of safety that can reasonably be achieved.

2.3. A KÖTÖTTSÉGEK MÓDSZERTANI KÖVETKEZMÉNYEI – RENDSZERSZINTŰ DÖNTÉSEK

A működő atomerőműben a biztonságot vagy a gazdasági eredményt szolgáló innováció megvalósulásához az engedélyezhetőséget, a pozitív biztonsági konzekvenciákat, a kivitelezhetőséget igazoló alapos előtanulmányok és döntések sorozata szükséges. Ezek a döntések magukra az intézkedésekre épp úgy vonatkozhatnak, mint az intézkedés megvalósításának módszertanára. E tanulmányok és döntések által válnak a lehetséges intézkedések engedélyezett és kivitelezhető intézkedésekké, s megtörténik az intézkedések optimalizálása is.

A döntésekért a felelősséget, jogi erkölcsi és gazdasági értelemben is, az atomerőmű engedélyese, azaz a Paksi Atomerőmű Zrt. viseli. A biztonsággal összefüggő döntések felelőssége senkire át nem hárítható. Legyen bár involvált a legkompetensebb szakmai vállalkozó vagy tanácsadó, a probléma szakmai tartalmát kifejtheti, de a szakmai döntést az engedélyes hozza meg, s a helyességéért is az engedélyes viseli a felelősséget. A gazdasági felelősség is csak korlátosan hárítható át a vállalkozóra, vagy a tanácsadóra. A nukleáris biztonsági szabályozás megköveteli azt is, hogy az engedélyes birtokolja azt a kompetenciát, szaktudást, ami szükséges az engedélyes szerepkör, s kötelezettségek mindenkor felelős ellátásához, s leszűkíti, feltételekhez köti a külső szakértelem bevonását. Erről a NAÜ épp napjainkban készül új szabályozást kiadni (NAÜ, 2010).

A kötöttségek és a felelősség láttán érthető, hogy a munkamódszer, amely **a felelősséggel arányos tudományos kompetencia, a döntésképeség** megszerzéséhez, a paksi atomerőmű földrengés-biztonsága megvalósításánál és az üzemidő hosszabbítás előkészítésénél alkalmaztunk messzemenően az alábbiakra épül:

1. elméleti jellegű előtanulmányok, melyek során kritikailag fel kell dolgozni, s a paksi atomerőmű műszaki adottságaira értelmezni, adaptálni kell
 - a. a tárgyra vonatkozó tudományos ismereteket,
 - b. a nemzetközi műszaki gyakorlatot,
 - c. a nemzeti és nemzetközi biztonsági követelményeket;
2. saját elméleti megfontolások és elemzések;
3. speciális tesztek, modell-kísérletek, próba-számítások (numerikus kísérletek);
4. az atomerőmű állapotának értékelése és a kivitelezhetőség felmérése, a megvalósítható műszaki megoldások meghatározása;

5. a biztonság determinisztikus és/vagy valószínűségi elemzése;
6. üzleti elemzések.

A döntések, illetve az intézkedések optimalizálása – az elvárt biztonsági hozadékok mérceként tekintve – műszaki megfontolások vagy bonyolult elemzések révén hozhatók meg (NAÜ, 1995; NAÜ, 2001). A determinisztikus biztonsági elemzés alkalmas módszer egy konkrét beavatkozás hatásának, vagy egy adott szerkezet állapotának felmérésére. A valószínűségi biztonsági elemzés kiváló eszköz arra, hogy az intézkedéseket, illetve a műszaki megoldásokat, minősítsük és rangsoroljuk a zónaolvadás gyakoriságára való hatásukat számszerűsítve.

A gazdasági eredményt szolgáló innováció üzleti elemzés tárgyát képezi a műszaki megvalósíthatóság és a biztonságra gyakorolt pozitív vagy semleges, de semmiképp sem negatív hatás igazolása mellett.

A nyereség-haszon elv a biztonság növelését szolgáló intézkedések esetében, a prioritások meghatározásánál és az intézkedések optimalizálásánál is alkalmazható, elsőbbséget adva azoknak az intézkedéseknek, amelyek relatíve kis költséggel jelentős mértékben hozzájárulnak zónasérülés valószínűségének csökkentéséhez.

A döntések nehézségét fokozhatja, hogy a stratégiai célok megvalósítása egymásnak ellenható műszaki következményekkel járhat, ugyanakkor könnyítik a döntést azok a szinergiák, amelyek fennállhatnak a különféle intézkedések között.

A döntéseket nem csak műszaki körülmények, hanem például a társadalmi elfogadás is befolyásolhatja. Az ilyen motivációkat illetően lásd (Katona, 1999) és (Katona, 2001a) közleményeket.

3. A KUTATÓ MUNKA TÁRGYA ÉS MÓDSZERTANA

3.1. A PAKSI ATOMERŐMŰ FÖLDRENGÉS-BIZTONSÁGA

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.

A biztonsági probléma első értékelését az paksi atomerőmű 1994-ben publikált első szisztematikus biztonsági elemzéséhez adtam (AGNES, 1994).

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 földrengés-biztonság megvalósításáért a felelősséget a Paksi Atomerőmű Zrt. viselte. A projekt kidolgozásához és végrehajtásához olyan műszaki-tudományos irányításra volt szükség, amely meghatározta az egész projekt műszaki tartalmát, módszertanát, illetve elméleti és kísérleti munkákkal megalapozta azokat, továbbá biztosította a projekt-terv folyamatos karbantartását és illesztését az új ismeretekhez, az előre nem látható problémákhoz.

Olyan komplex mérlegelésre és döntésre volt szükség, amely kijelölte a földrengés-biztonság megvalósításánál a szükséges és elégséges minimum koncepcióját. A paksi atomerőmű földrengés-biztonságát illetően két koncepcionális kérdés volt, amelyek helyes megválaszolása a biztonsági cél elérését és a megvalósíthatóságot egyaránt biztosította:

1. Meg kellett határozni az alapvető biztonsági funkciók megvalósításának – azaz a reaktor leállításának, lehűtésének, hűtve tartásának, s az aktivitás visszatartásának – módját a tervezés alapjába tartozó, s biztonsági határeseménynek számító földrengés esetére;
2. Meg kellett határozni a felülvizsgálat, a minősítés és a megerősítések módszertanát.

A technológia kiválasztása kijelölte a projekt terjedelmét, azaz azokat a rendszereket, amelyek működőképességét biztosítani kell a 10^{-4} /év gyakoriságú földrengés esetére, s ez egyúttal meghatározta a technológiát befogadó épületek körét is, amelyeket meg kellett erősíteni.

A felülvizsgálat, a minősítés és a megerősítés módszertanának meghatározásánál figyelembe kellett venni a paksi atomerőmű műszaki sajátosságait, a kivitelezhetőséget, az idő és költségkorlátokat. A biztonsági relevancia, azaz az adott szerkezet, rendszer biztonsági és földrengés-biztonsági osztálya szerint differenciálni kellett a földrengés által a szerkezetekre, rendszerelemekre ható dinamikai válasz és igénybevételek számítási módszerét s a minősítési eljárást. A felülvizsgálat, a minősítés és a megerősítés módszertanának meghatározásánál figyelembe kellett venni, hogy a paksi atomerőmű esetében egy földrengésre nem tervezett mű földrengés-biztossá tételéről volt szó, ami jogi és műszaki értelemben is eltér a nemzetközi gyakorlatban előforduló esetektől, ahol egy földrengésre megtervezett atomerőművet kellett minősíteni egy – a tervezési alapnál nagyobb – referencia földrengésre. A műszaki döntéseket a módszertan kiválasztásánál kísérletekkel, próbaszámításokkal, numerikus kísérletekkel kellett megalapozni.

A földrengés-biztonsági projekt irányításának gondoskodni kellett arról, hogy a projekt végrehajtható részfeladatokra legyen széttagolva, s ennek ellenére a módszereknek és a végeredménynek is koherens egésznek kellett alkotni. Ennek során figyelembe kellett venni a szinergiákat a földrengésállóság növelése és más biztonságnövelő intézkedések között, mint például az üzemi rezgéscsökkentés, amely tapasztalatai alapján döntöttünk úgy, hogy a megerősítéseknél viszkózus csillapítókat kell alkalmazni.

Az 1995-1999 között végzett első időszakos biztonsági felülvizsgálat (IBJ, 1996, IBJ 1999) során értékelni kellett a földrengés-biztonság megvalósításának koncepcióját, stratégiáját és módszertanát.

Az 2007-ben elvégzett időszakos biztonsági felülvizsgálat (IBJ, 2007) során egyfelől igazolni kellett, hogy a földrengés-biztonság megvalósítása megfelel a nemzeti és a nemzetközi normáknak, jelesül a NAÜ NS-G-2.13 útmutatójának, s meg kellett fogalmazni a szükséges korrekciókat, amelyek például a viszkózus csillapítók kiválasztásánál az üzemi hőmérséklet hibás meghatározására voltak visszavezethetőek.

Azt, hogy a definiált intézkedések valóban a biztonság „szükséges és elégséges”

szintjét eredményezték, utólag a valószínűségi biztonsági elemzés (földrengés PSA) igazolta. A földrengés PSA ráirányította a figyelmet a földrengés-biztonság eme hatékony módszerének bizonyos elméleti problémáira is. A jelenlegi kutatások egyfelől fundamentális jellegűek, szolgálják a földrengés-veszély értékelésének javítását, valamint az erőmű válaszána modellezését és a sérülékenysé leírását, másfelől pedig szükségesek ahhoz, hogy a földrengés-biztonság mennyiségi értékelése adekvát és összehasonlítható legyen a valószínűségi biztonsági elemzések más eredményeivel.

3.2. A PAKSI ATOMERŐMŰ ÜZEMIDEJÉNEK MEGHOSSZABBÍTÁSA

1997-2000-ben a Paksi Atomerőmű Zrt. két fő cél megvalósításának előkészítését határozta el: a teljesítmény növelését és az üzemidő meghosszabbítását (Katona 2001a; Katona, 2002a; Katona, 2002b; Katona 2002c; Bajsz, Katona 2002b). Ezt a lépést a nemzetközi tendenciák és az iparág egyébként korlátos fejlesztési esélyei (Katona, Kovács, 2000) motiválták, és az atomerőmű műszaki állapotának értékelése alapozta meg (Katona, 2001a). Az atomerőmű tervezett üzemideje harminc év, ami az egyes blokkokat tekintve 2012 és 2017 között jár le. A tervezett üzemidő korlátozza a blokkok üzemeltetési engedélyének érvényességét, ám az engedély meghosszabbítható, ha az újraengedélyezés keretében és szabályai szerint az atomerőmű biztonsága bizonyított a meghosszabbított üzemidőre is.

A feladatok, amelyek szisztematikus műszaki munkát követeltek, de számos tudományos szempontból is újszerű eredményre vezettek, az alábbiak voltak:

- Az elvi elhatározást követően a Társaság és a tulajdonos stratégiai döntését egy műszaki, biztonsági és üzleti szempont szerint folytatott megvalósíthatósági tanulmánnyal kellett megalapozni.
- 2000-2003 között a vezetésemmel működő stratégiai előkészítő projekt keretében, ki kellett dolgozni az üzemidő meghosszabbításának (és a teljesítmény növelésének) projekt-tervét, amely már csak a szükségszerű intézkedéseket, s azok megvalósításának módját, feltételeit határozta meg.
- Végre kellett hajtani a terv szerint a projekt feladatait.
- Meg kellett szerezni az üzemidő hosszabbítás környezetvédelmi engedélyét (Elter, Katona, Pécsi, 2007).
- Ki kellett dolgozni az Üzemidő Hosszabbítás Programját és azt el kellett

fogadtatni az Országos Atomenergia Hivatal Nukleáris Biztonsági Igazgatóságával, mint hatósággal.

- Ennek alapján ki kell dolgozni és meg kell alapozni az üzemidő hosszabbítás engedély-kérelmét, amelyet 2011. decemberében be kell nyújtani a hatóságnak az 1. blokk üzemidő hosszabbítása érdekében.

Módszertant és egyben a feladatok tartalmát tekintve az üzemidő hosszabbítási projekt megalapozása és végrehajtása az alábbiakat követelte meg:

- az atomerőmű tervezett és aktuális állapotának megismerését és értékelését, ami a tervezésnél feltételezett terhek, körülmények, anyagválasztás elemzését, illetve az üzem alatti terhek, körülmények és a szerkezeti anyagok tapasztalt viselkedésének vizsgálatát és értékelését jelentette (Katona et al, 2002; Katona, et al, 2003a; Katona et al, 2003b);
- az atomerőmű élettartamát korlátozó szerkezetek és komponensek és ezek degradációját okozó folyamatok megismerését, ezek elemzését, a nemzetközi tapasztalatok és a tudományos eredmények paksi relevanciájának megállapítását (Katona et al, 2003b, Katona et al, 2009a; Katona 2010d);
- a atomerőmű megkövetelt műszaki állapota fenntartását szolgáló gyakorlat értékelését, a kötelezettségek értelmezését, és az erősségek, gyengeségek, illetve az egyes tevékenységek közötti szinergiák felismerését (Katona, 2006a; Katona, Rátkai, 2007; Katona, Rátkai, 2008; Katona, Rátkai, 2010);
- a nemzetközi jó gyakorlat adaptációját az élettartamot korlátozó öregedési folyamatok elemzése, az öregedéskezelés, a karbantartás hatékonyságának monitorozása terén (Contri, Katona, 2003; Katona et al, 2010).

A vázolt módszertani program s egyben a tudományos munka fontos részét képezte a nemzetközi tapasztalatok és a tudományos eredmények megismerése, kritikai áttekintése és paksi relevanciájának megállapítása (a nemzetközi gyakorlatról részletes áttekintést ad Katona, 2010d). Mindez kiterjedt az élettartamot korlátozó öregedési folyamatok elemzésére, az öregedéskezelésre, a karbantartás hatékonyságának monitorozására (lásd Katona et al, 2003b; Katona et al, 2009b; Contri, Katona, 2003; Katona Pammer, Rátkai, 2010). A VVER típusú atomerőművek élettartam-gazdálkodásának reprezentatív feldolgozását pedig (Katona 2010d) tartalmazza.

A fenti kutatási feladatok az üzemidő hosszabbítás kezdeményezésétől az engedélyezésének előkészítéséig és az engedély-kérelem benyújtásáig a projekt egyes szakaszaiban egyre elmélyültebb kutatómunkát és tudományos kidolgozottságot követeltek:

- az üzemidő hosszabbítás lehetőségének felvetése szakértői értékelésen alapult (Katona, Bajsz, 1992);
- az üzemidő hosszabbítás kezdeményezése műszaki megfontolásokon és szakértői értékelésen alapult (Katona, Kovács, Rátkai, 2000);
- a stratégiai döntés egy részletes, ám még sok tekintetben kvalitatív ítéleteken alapuló megvalósíthatósági tanulmányon, (Katona et al, 2001b), ;
- az üzemidő hosszabbítás programjának elkészítése elemzések, felmérések tömegén, például (Katona Rátkai, Jánosiné, 2009);
- a beadvány a teljesség igényével végzett elemző-értékelő munkán alapul.

Ugyanez a tendencia érvényesült a partikuláris műszaki kérdésekben is.

4. A FÖLDRENGÉS-BIZTONSÁG MEGVALÓSÍTÁSA

4.1. A FÖLDRENGÉS-BIZTONSÁG ALAPKÖVETELMÉNYEI

Az atomerőművek földrengésre való tervezése általánosan a két földrengés szintre történő tervezés koncepcióját követi:

- I. Biztosítani kell, hogy a tervezési alapba tartozó földrengés alatt és után is megvalósuljanak az alapvető nukleáris biztonsági funkciók, azaz
 - a reaktort le kell állítani,
 - le kell hűteni és biztosítani kell a hőelvonást, s
 - a radioaktív közegek környezetbe kerülését meg kell akadályozni.

Következésképp a biztonsági határállapotot technológiai funkcionalitást jellemző kritériumok, s nem csak szerkezeti-integritási kritériumok szerint kell értelmezni. A biztonsági határesemény a $\leq 10^{-4}$ /év meghaladási valószínűségű, a tervezési alapba tartozó földrengés, amit mi az alábbiakban biztonsági földrengésnek nevezünk (BF, vagy SSE – Safe Shutdown Earthquake).

Determinisztikus felfogásban a biztonsági földrengés esetén sem sérülhet, sőt működőképes marad minden, a nukleáris biztonság szempontjából fontos technológiai rendszer, berendezés, s nem sérülhet az a szerkezet sem, amely ezt a technológiát magában foglalja.

Valószínűségi felfogásban az az elvárás, hogy a földrengés okán a reaktor aktív zónája sérülésének éves gyakorisága 10^{-5} /év nagyságrendű legyen.

Ez azt is jelenti, hogy a 10^{-4} /év gyakoriságú földrengés okozta igénybevételekkel szemben – a biztonság szempontjából kritikusnak tekintett zónaolvadás bekövetkeztéig – a reaktor leállításában, lehűtésében és a tartós hűtésben szerepet játszó technológiának szilárdsági tartalékokkal és rendszertechnikai redundanciával kell bírnia, a technológiát befogadó üzemi épületnek esetében pedig el kell kerülni a szerkezet hirtelen tönkremenetelét akkor is, ha a földrengés a tervben figyelembe vett dinamikus terheknél némileg nagyobb igénybevételeket okozna.

A nukleáris biztonsági követelmények szigorát jellemzi, hogy – míg az EUROCODE8 által előírt, a tervezésnél figyelembe veendő földrengés visszatérési ideje 475 év – az atomerőmű esetében a biztonsági földrengés visszatérési ideje minimum 10000 év.

- II. Biztosítani kell a stratégiai fontosságú létesítmény üzemeltethetőségét a gyakori rengések után. Ez a használhatósági határállapot. Az üzemeltetési földrengés az az esemény, amely alatt és után az erőmű zavartalanul üzemel, avagy leáll, de meghatározott vizsgálatok elvégzése után vagy anélkül újból üzembe vehető. A használhatósági határállapotot meghatározó üzemeltetési földrengés (OBE – Operating Basis Earthquake) a várható üzemi események kategóriájába tartozik, egy $\sim 10^{-2}$ /év gyakoriságú esemény, vagy egy olyan talajmozgás, melynek maximális vízszintes gyorsulása a biztonsági földrengés maximális gyorsulásértékének megadott hányada (országától függően fele vagy harmada). Ma ez a szint a szabályozásokban már általában nem kötött, megállapításának módja mérlegelés tárgya lehet, lásd (NAÜ, 2003a).

Az atomerőművek két földrengés szintre való tervezésének koncepciója a múlt század hatvanas éveiben alakult ki (Newmark, Hall, 1967). A mai nukleáris biztonsági szabályozásban az üzemeltetési földrengésre való minősítés már nem nukleáris biztonsági, hanem mindenekelőtt termelés-biztonsági kérdés. Bizonyos feltételek esetén – ha az üzemeltetési földrengés maximális vízszintes gyorsulásértéke kisebb, mint a biztonsági földrengés maximális vízszintes gyorsulásértékének egyharmada – az üzemeltetési földrengésre a szerkezeteket, komponenseket nem kell tervezni, illetve nem kell ellenőrizni, továbbá az aktív komponenseket nem kell minősíteni.

A földrengés-biztonság, illetve annak a tervezés, létesítés során való megvalósítása, biztosítása és igazolása több, egyenként is összetett tevékenységből áll. Ezek az alábbiak:

1. A telephely vizsgálat: a mértékadó földrengések jellemzőinek és a földrengés hatásainak, mint a talajfolyósodás, meghatározása;
2. Földrengés hatásainak figyelembe vétele a tervezés során;
3. Földrengés hatásaira minősített termékek alkalmazása;
4. Üzemzavar-elhárítási eljárások kidolgozása, szeizmikus műszerezés kiépítése;
5. Biztonság értékelése;

Tehát a biztonságot úgy lehet elérni, hogy a telepítés során a 10^{-4} /év gyakoriságú (10000 év visszatérési idejű), biztonsági földrengés jellemzőit meghatározzák, a szerkezetek, technológiai rendszerek, berendezések és azok kihorgonyozása tervezésénél a földrengés okozta terheket figyelembe veszik, s ezt veszik input gerjesztésként az aktív rendszer elemek környezetállósági minősítésénél.

A biztonság üzem közbeni fenntartása feladatokat ró az üzemeltetőre, s a megkövetelt biztonságot az időszakos biztonsági felülvizsgálat során igazolni kell.

A tervezés témakörének áttekintését lásd (Bús, Győri, Katona, 2006) a telephely-vizsgálati aspektusokat pedig (Katona, 2006b).

4.2. A BIZTONSÁGI PROBLÉMA

Felismerve a biztonsági problémát, az adott esetben a földrengés-biztonsági követelmények formális értelmezése azt jelentette volna, hogy **utólag, ám mint egy új atomerőműre** el kell végezni a földrengés-biztonság megvalósításához

- a telephelyi földrengés-veszély elemzését el kell végezni, s meg kell állapítani 10-4/év meghaladási valószínűségű, biztonsági földrengés jellemzőit
- erre az új tervezési alapra el kell végezni az atomerőmű ellenőrzését majd teljes újratervezését,
- végre kell hajtani az atomerőmű teljes körű minősítését/megerősítését.

Ezekből a telephelyre jellemző földrengés-veszély vizsgálata végrehajtható, a második csak szélsőségesen nagy ráfordítások árán, míg a harmadik – az új atomerőműre vonatkozó szabályok szerint – ésszerű keretek között nem lett volna megvalósítható. Következésképp **a földrengés-biztonság megvalósításánál a szükséges és elégséges minimum koncepcióját kellett követni.**

Esetünkben, 1993-ban a szükséges és elégséges intézkedések meghatározását számos körülmény nehezítette:

- Nem létezett a földrengés-biztonságra vonatkozó hazai szabályozás. A biztonsági követelmények, a felülvizsgálattal és a megerősítésekkel kapcsolatos elvárások tulajdonképpen menet közben, a Paksi Atomerőmű Rt. által hatóságnak benyújtott javaslatokat elbírálásával és annak határozattal való elfogadásával alakultak ki (ilyenek voltak például az 1993. évi RE-1103 és az 1996. évi RE-1738 sz. határozatok).
Az első útmutatót (3.2. Irányelv, Atomerőművek földrengés elleni tervezésének elvei) csak 2000. júliusában adták ki, az említett határozatokban foglaltakat kodifikálva.
- A NAÜ biztonsági útmutatói új atomerőművekre vonatkoztak úgy a telephelyvizsgálat (NAÜ, 1991), mint a földrengés biztos tervezés (NAÜ, 1992) tekintetében, s nem volt példa a konkrét alkalmazásukra.

- Követhető mintát, módszertant az USA számos atomerőművének földrengésre történő újraminősítése nyújtott (IPEEE, 1991), (EPRI, 1991). E módszerek lényege az volt, hogy a földrengésre megtervezett atomerőművek tervezési tartalékait mennyiségileg minősítsék és igazolják, hogy az elegendő egy 0,3 g maximális vízszintes gyorsulással jellemezhető referencia földrengés elviselésére. Ezeket a módszereket proponálták a nyugati tanácsadók is (Stevenson, 1994), ám e módszerek VVER típusú atomerőművekre való alkalmazhatósága, illetve az alkalmazás korlátai akkor még ismeretlenek voltak.
- A NAÜ támogatta a VVER atomerőművek földrengés-biztonsági programjait. Ez a támogatás döntő jelentőségű volt a paksi telephelyen a földrengés-veszély értékelésénél. A NAÜ, a paksi atomerőmű földrengésállóságának felülvizsgálatát segítő ajánlásai csak 1996-ban (NAÜ, 1996) készültek el. (Fontos tudni, hogy ez tartalmilag, sőt a szerzőt tekintve is, az említett Stevenson féle, 1994-ben készült ajánlások ismétlése volt, ami 1996-ra már annyira túlhaladottá vált, hogy a NAÜ dokumentumot hivatalosan mind a mai napig el sem juttatta a Paksi Atomerőmű Zrt-nek.) Így a NAÜ támogatása a program végrehajtását felülvizsgáló missziókban testesült meg, amelyek során ellenőrizték, s megerősítették a haza program műszaki helyességét. E felülvizsgálati missziók (összesen hat alkalommal, legutóbb 2009-ben) rendkívüli segítséget jelentettek, s a módszertani döntések helyességének megerősítését adták.
- A NAÜ csak 2009-ben, a nemzeti programok befejeztével adta ki a működő atomerőművek földrengés-biztonságának felülvizsgálatára vonatkozó NS-G-2.13 biztonsági útmutatót (NAÜ, 2009a), amelynek alapját jórészt épp a VVER atomerőművek, így a paksi atomerőmű programjának tapasztalatai adták.
- Az Európai Bizottság PHARE programja keretében támogatást kaptunk a telephely szeizmicitása értékeléséhez és egyes minősítési problémák megoldásához, mint például a relék, keretek minősítése, illetve egyes elemzések, mint például a szellőzőkémény elemzése, de a felülvizsgálat és a minősítés koncepcionális kérdéseire a PHARE program nem terjedt ki.
- A problémát drámaian súlyosbította az körülmény, hogy 1993 előtt, az előzetes értékelések a biztonsági földrengés maximális vízszintes gyorsulására 0,35 g ($3,43 \text{ ms}^{-2}$) értéket becsültek, ami rendkívüli szeizmikus megerősítéseket

igényelt volna, s csak az 1995-ben befejezett telephelyi földrengésveszély-értékelés adott műszakilag kezelhetőbb, 0,25 g maximális vízszintes talajgyorsulás értéket, illetve telephely-specifikus válaszspektrumot.

- A paksi atomerőmű esete 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, lényegében az üzemeltetési engedély alapja megváltozott (Katona, 2003).

4.3. A FÖLDRENGÉS-BIZTONSÁGI PROJEKT

A földrengés-biztonság megvalósításáért a jogi és a műszaki-gazdasági felelősséget a Paksi Atomerőmű Rt. viselte³. A földrengés-biztonsági projekt egy felismert biztonsági hiány felszámolása volt, amelyben az engedélyes-üzemeltető lépéskényszerben volt, hiszen a hatóság visszavonta és feltételelessé tette a biztonsági probléma felismerésekor az atomerőmű üzemeltetési engedélyét. Így az engedélyes Paksi Atomerőmű Rt. – konkrétan jelen sorok írója – dolgozta ki a földrengés-biztonság megvalósításának koncepcióját és a projekt tervét. 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 leállítás és hőelvonás 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;

³ A földrengés-biztonsági projektnek nem volt fővállalkozója. A projekt komplexitása és előzmény nélkülsége, műszaki újdonsága ellenére a műszaki irányítást a Paksi Atomerőmű Rt. végezte, jöllehet igen sok nagynevű cég közreműködött a projekt megvalósításában.

- (5) a megkövetel 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 projekt-terv biztosította projekt-feladatok adekvát voltát, teljességét, nemzetközi auditálhatóságát, ezek végrehajtható, vállalkozásba adható részfeladatokra bontását, ütemezését, s a vállalkozásba adott feladatok tartalmi és módszertani illeszkedését (IBJ, 1996; IBJ, 1999; Katona, 1997a).

Történetileg több fázisa volt a projektnek, ami egyúttal a projekt-tervének revízióját, újbóli hatósági jóváhagyatását is megkövetelte:

- 1986 – 1993 a probléma felismerésének és a felkészülés időszaka, mialatt zajlottak a telephely szeizmicitása körüli tudományos viták, s elkezdődött a földrengés-állóságának előzetes vizsgálata;
- 1993-1995 a biztonsági földrengés telephely-specifikus jellemzőinek meghatározása, az atomerőmű földrengés-állóságának ellenőrzése és a biztonsági funkciók megvalósítására szolgáló technológia kidolgozása a 0,35 g PGA-val jellemzett biztonsági földrengésre, előtanulmányok a megerősíthetőségre, dinamikai kísérletek, a gyorsan megvalósítható megerősítések végrehajtása;
- 1995-1997 a telephely vizsgálat befejezése, a biztonsági funkciók megvalósítására szolgáló technológia kidolgozása a 0,25 g PGA-val jellemzett biztonsági földrengésre, a projekt tartalmának és terjedelmének, az elemzések, minősítések, megerősítések módszertanának végleges meghatározása;
- 1997 – 2002 dinamikai számítások, szilárdsági ellenőrzés a végleges, 0,25 g PGA inputra, a megerősítések koncepciójának kiválasztása, a megerősítések tervezése és kivitelezése, a minősítések végrehajtása;
- 2002-napjainkig a biztonság valószínűségi módszerrel történő értékelése (földrengés PSA), s az ebből eredő intézkedések végrehajtása.

A projekt és a paksi megközelítés nemzetközi kontextusban történő bemutatását (Katona, Kostov, 1997) tartalmazza.

A projekt megvalósításának több mint másfél évtizede alatt három alkalommal kellett értékelni az atomerőmű földrengés-biztonságát: 1993-1995-ben az AGNES projekt keretében, 1996-1999 között, majd 2007-ben újból az atomerőmű időszakos biztonsági felülvizsgálat keretében (IBJ, 1996; IBJ, 1999; IBJ, 2007).

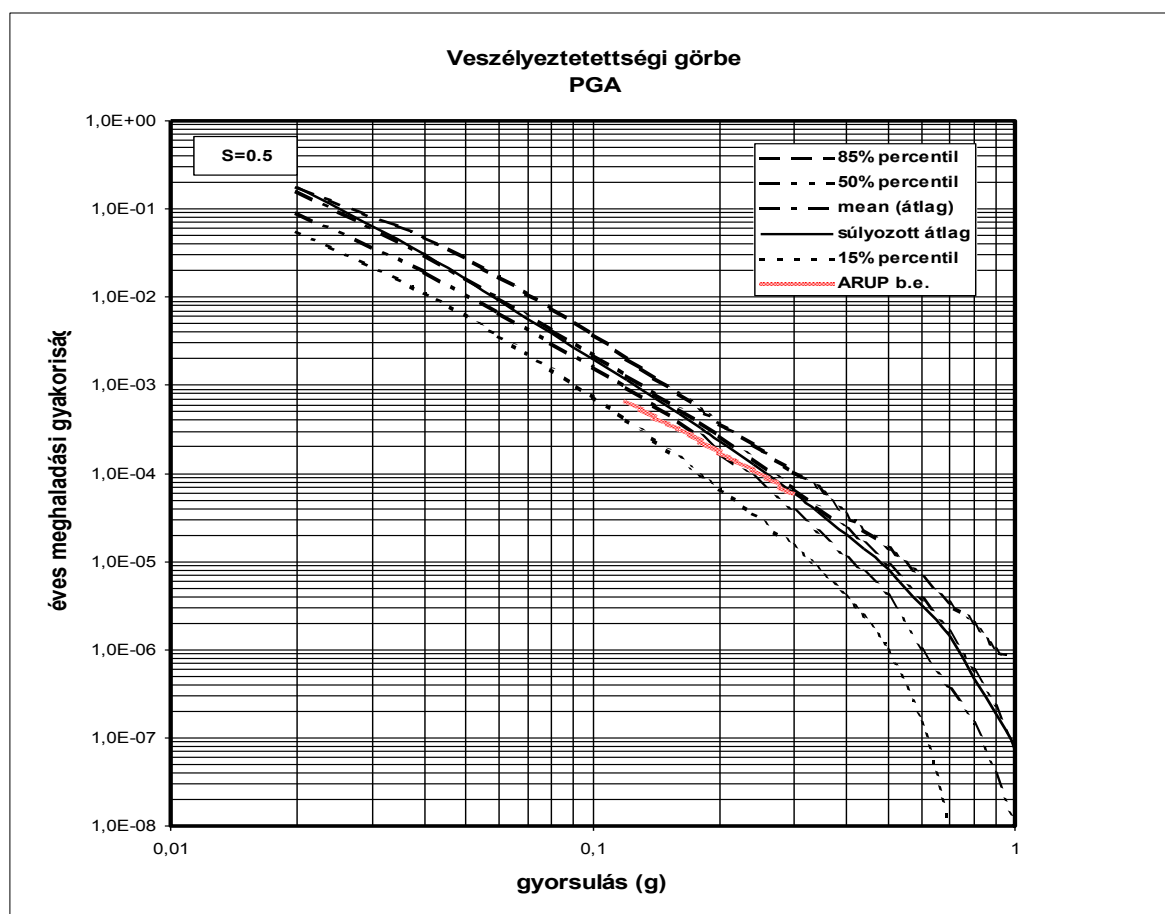
A földrengés-biztonsággal összefüggő műszaki-biztonsági információ 2000-ben, illetve azt követően bekerült az atomerőmű végleges biztonsági jelentésébe (VBJ) is.

4.4. A TELEPHELY SZEIZMICITÁSA, A BIZTONSÁGI FÖLDRENGÉS JELLEMZŐI

A projekt alapvető feladata – a vezetésem alatt folyó projekt keretében – telephely vizsgálat volt. Ezt itt röviden bemutatjuk, mivel minden későbbi vizsgálat inputját ez adta. Ennek a munkának több szakasza volt:

- a telepítés idején az 1960-1970-es években végzett vizsgálatok, amelyek során – lényegében a történelmi és műszeres rengés-katalógus alapján – MSK-64 intenzitás skála szerint öt fokra becsülték a telephely szeizmicitását;
- a nyolcvanas években magyar és szovjet szakemberek által végzett vizsgálatok, amelyek 0,17 g értéket becsültek a biztonsági (az akkori terminológia szerint maximális méretezési) földrengésre;
- a kilencvenes évek elején végzett első valószínűségi földrengés veszély elemzés (PSHA – Probabilistic Seismic Hazard Assessment), amely eredményeként 1993-ban a 10-4/év meghaladási valószínűségű rengéshez 0,35 g maximális vízszintes gyorsulást rendeltek;
- 1993-1996 közötti szakasz, amikor részletes geológiai, geofizikai, szeizmológiai és geotechnikai vizsgálatokkal kiegészítettük a telephelyre vonatkozó ismereteket és az ekkor elvégzett PSHA a 10-4/év meghaladási valószínűségű rengéshez 0,25 g maximális vízszintes gyorsulást rendelt;
- az 1999 utáni időszak, amikor a teljes veszélyeztetettségi görbét – beleértve a talajfolyósodás veszélyének görbéjét is – meghatározták a földrengés-biztonság valószínűségi értékeléséhez, a földrengés PSA-hoz.

A telephely szeizmicitásának értékelése igen összetett s csaknem tízéves program volt. A geológiai, geofizikai, szeizmológiai vizsgálatokat hazai kutatók és intézmények végezték (Marosi, Meskó, 1997). A földrengés-veszély értékelése egy PHARE és egy NAÜ projekt támogatásával, jeles külföldi szakemberek bevonásával történt (Arup, 1995). Az értékelés valószínűségi módszerrel történt a Pannon-medence szeizmotektonikai jellegzetességei miatt, a módszer leírását lásd például a (Tóth, Győri, Katona, 2008) közleményben. A telephelyre jellemző veszélyeztetettségi görbe az 4.4-1. ábrán látható.



4.4-1. ábra: A földrengés veszélyeztetettség a paksi telephelyen

A biztonsági földrengést a Pannon-felszínre kapott egyenletes veszélyeztetettségnek megfelelő válaszspektrum (UHRS – Uniform Hazard Response Spectrum) és a maximális vízszintes gyorsulás jellemzi. A szabadfelszíni spektrumokat nemlineáris számítással lehetett meghatározni a talaj legfelső 30 méteres rétegének laza volta miatt. A biztonsági földrengés maximális szabadfelszíni gyorsulására 0,25 g adódott. A maximális függőleges gyorsulás értéke 0,2g. A telephelyi szeizmicitás újraértékelése, a maximális méretezési földrengés jellemzőinek és a talajfolyósodás lehetőségének értékelése,

valamint a talaj-épület kölcsönhatás számítás miatt, szükség volt a talajmechanikai vizsgálatok újbóli elvégzésére. A talajfolyósodás valószínűségi alapú értékelése szerint a 10-20 m mélység közötti réteg hajlamos csak folyósodásra. A 10-15 m mélyen lévő rétegre a talajfolyósodás visszatérési periódusa 10000 évnél kisebb, lásd például (Tóth, Győri, Katona, 2002).

A telephely mikroszeizmikus monitorozása jelenleg is folyik, s a telephely földrengés-veszélyeztetettsége rendszeres felülvizsgálat tárgya, amit legutóbb a 2007 évi időszakos biztonsági felülvizsgálat keretében végeztünk el.

4.5. A FÖLDRENGÉS-BIZTONSÁG UTÓLAGOS MEGVALÓSÍTÁSÁNAK ALAPVETŐ KÉRDÉSEI

4.5.1. KONCEPCIONÁLIS DÖNTÉSEK

Az alapvető biztonsági funkciók megvalósításához szükséges technológiát, a földrengés-biztonság értékelésének, minősítésének módszertanát, mind pedig a megerősítések koncepcióját úgy kellett meghatározni, hogy az garantálja a megkövetelt biztonság elérését, s ugyanakkor a műszaki feladatok végrehajthatók, a minősítés és a megerősítések az üzemelés megzavarása, vagy a főjavítási idők meghosszabbítása nélkül kivitelezhetők legyenek.

A földrengés-biztonság megvalósításának két alapvető, koncepcionális kérdése volt, amelyek helyes megválaszolása a biztonsági cél elérését és a megvalósíthatóságot egyaránt biztosította:

- I. Meg kellett határozni az alapvető biztonsági funkciók – azaz a reaktor leállítása, lehűtése és folyamatos hűtése, valamint az aktivitás visszatartása – megvalósításának technológiáját.

Ez a koncepcionális döntés meghatározza a földrengés-biztonsági szempontból létfontosságú szerkezetek, rendszerek és berendezések halmazát, továbbá a földrengés esetén követendő eljárást és a szeizmikus műszerezést.

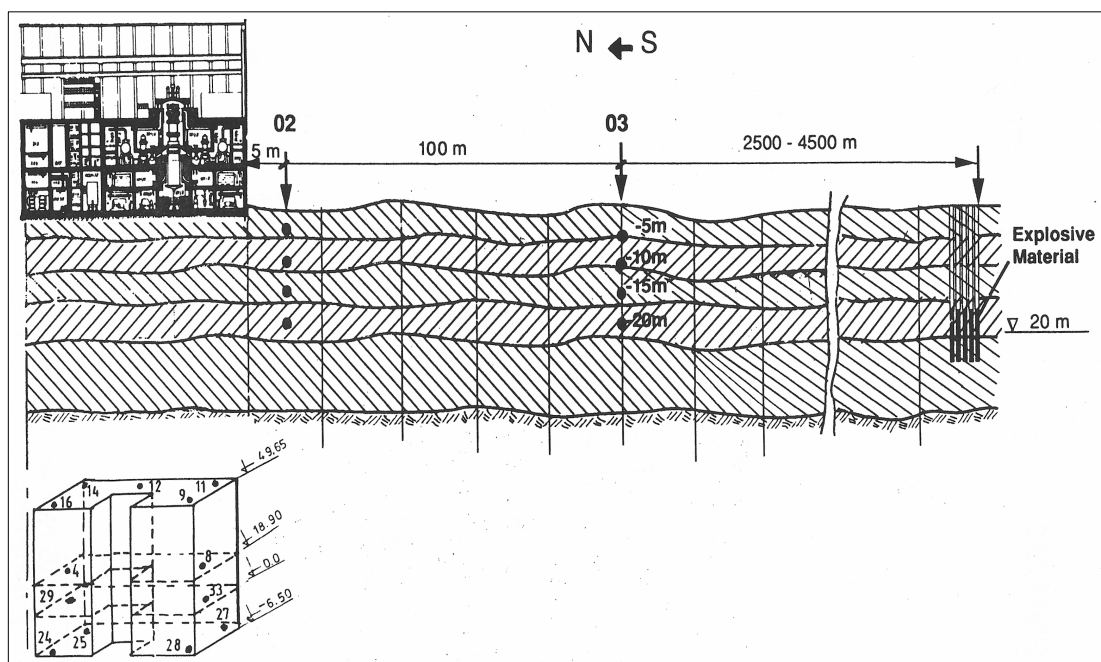
- II. Meg kellett határozni felülvizsgálat, minősítés és megerősítés módszertanát, ami egyúttal meghatározza az elvégzendő munka tartalmát, szabályait.

A földrengés-biztonsági projekt irányításának gondoskodni kellett arról, hogy a projekt végrehajtható részfeladatokra legyen széttagolva, s ennek ellenére a módszereknek és a végeredménynek is koherens egészet kellett alkotni.

4.5.2. A KONCEPCIONÁLIS KÉRDÉSEK MEGVÁLASZOLÁSÁT SZOLGÁLÓ KUTATÁSOK

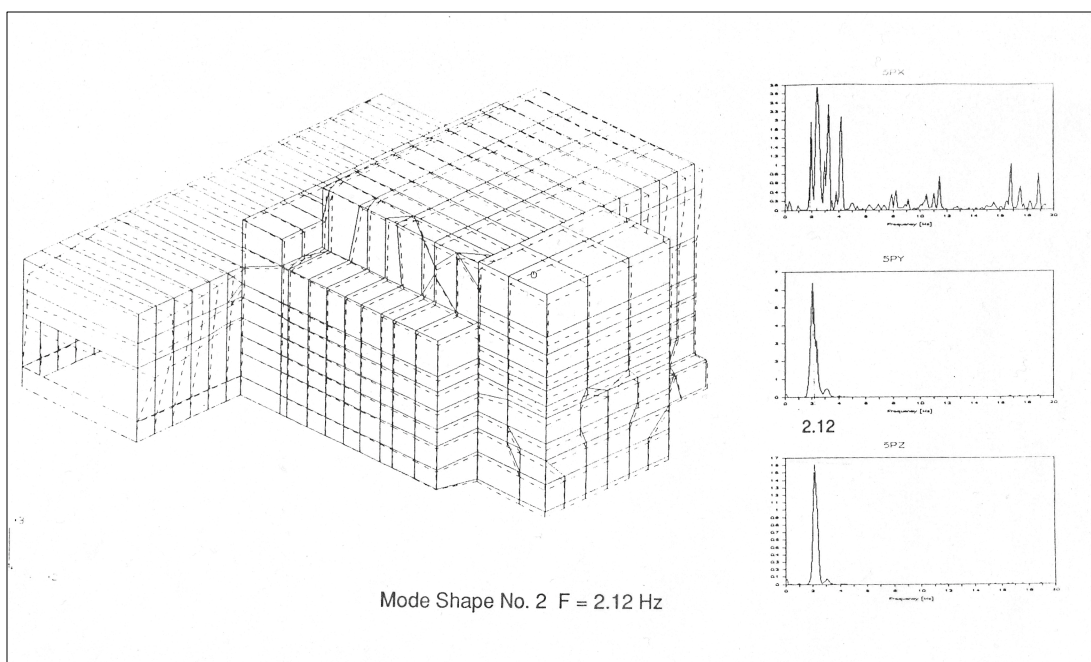
E két koncepcionális kérdés megválaszolása egyben a lehetséges műszaki megoldási koncepciók közötti választást, döntéseket igényelt, melyek alapját vezetésemmel és részvételemmel folyó széleskörű kutató munka képezték, így:

- 1) Kísérleteket végeztünk az üzemi háttér-rezgést, mint gerjesztést kihasználva, illetve az üzembe helyezés során végzett rezgésdiagnosztikai méréseket feldolgozva elvégeztük a reaktor és primerkör kísérleti modál-analízist (Katona, Rátkai, Turi, 1989). Megállapítottuk, hogy a primerkör fő rezonancia-frekvenciái 1-5 Hz-es tartományban vannak.
- 2) Az egész erőművet gerjesztő, a szakmai gyakorlatban meglehetősen egyedülálló robbantásos kísérleteket végeztünk (lásd a 4.5-1. ábrát), s egy felműszerezett blokk dinamikai válaszát megmérve kísérleti modál-analízist végeztünk a főépület és egyes komponensek rezonancia frekvenciák és a lengésalakok meghatározására (Katona et al, 1992).



4.5-1. ábra: A robbantásos kísérletek elrendezése

- 3) Megállapítottuk, hogy a főépület globális dinamikai válaszát alapvetően a laza talajon való, alacsony-frekvenciás billegés határozza meg, s a fő szerkezeti rezonanciák is alacsony-frekvenciásak, lásd szemléltetésül a 4.5.-2. ábrát.



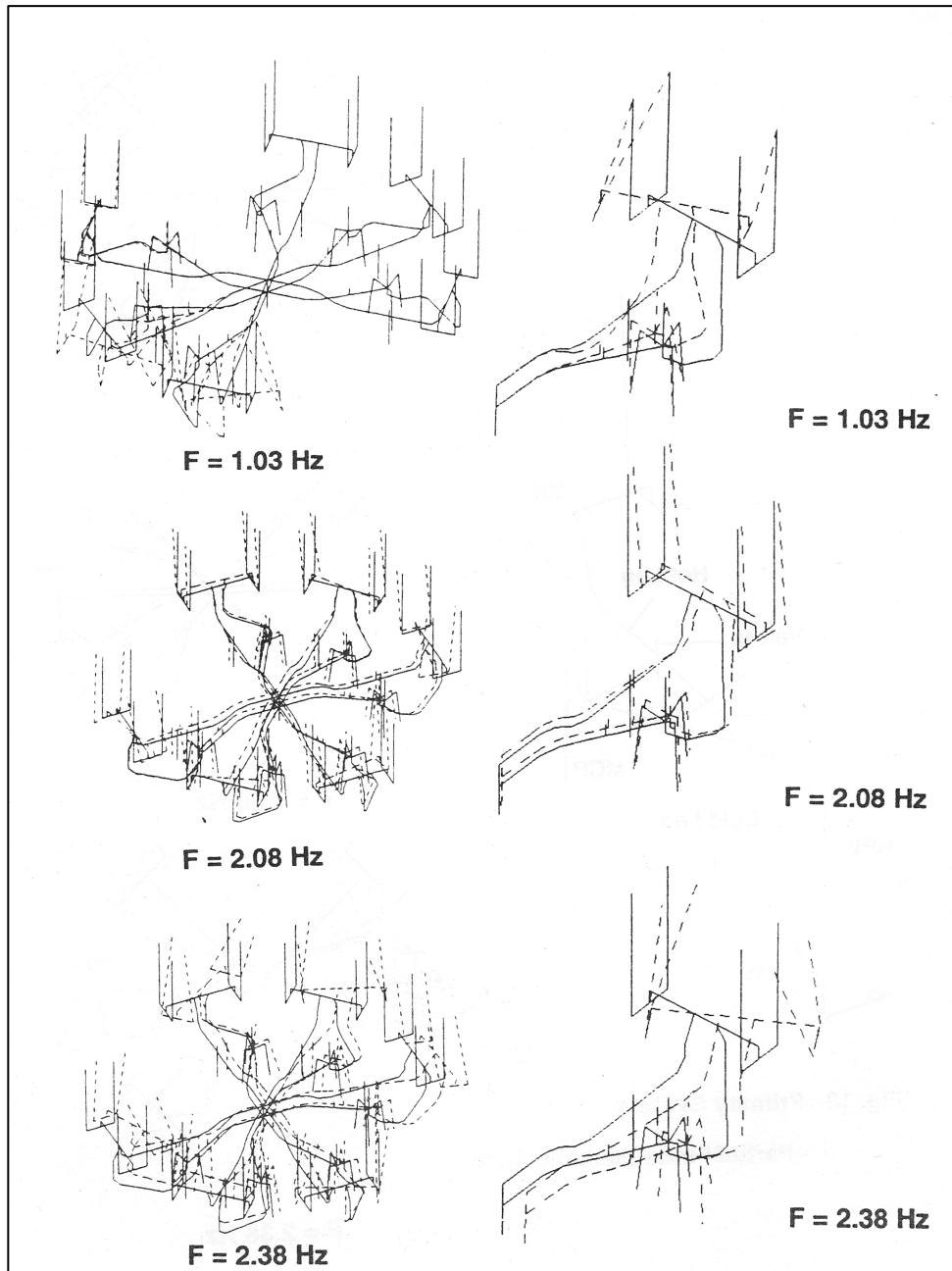
4.5-2. ábra: A főépület egy lengésalakja

- 4) Megállapítottuk, hogy a primerkör, amely 1. biztonsági osztályú rendszer, jelentős gerjesztést fog kapni a főépület fent jellemzett mozgása által.

Ennek oka az, hogy a primerkört az üzemi tranziensek szempontjából jól viselkedő konstrukciónak tervezték, hiszen a reaktor csomópontnál tekinthető minden szabadságfokban befogottnak, a fő keringető szivattyúk három gördülő lábon alátámasztottak, s a gőzfejlesztő pedig a 18,90 m-es földemre kihorgonyozott szalagos függesztéken függ. Az alacsony rezonanciafrekvenciákkal rendelkező, flexibilis konstrukciót földrengés esetén jelentős terhelések érik az alacsony-frekvenciás földrengés-gerjesztéstől.

A primerköri lengésalakok vizsgálata rámutatott arra, hogy a gőzfejlesztő ingamozgása következtében jelentős vízszintes síkbeli elmozdulások lehetnek, amelyeket például viszkózus lengéscsillapítókkal korlátozva a megerősítés megoldható, s a reaktor csomópont igénybevétele a kellő mértékben csökkenthető. Ezt magyarázza a 4.5-3. ábra.

Így az 1989-ben publikált megállapításokat messzemenően megerősítették később, a robbantásos gerjesztéssel végzett mérések és a részletes számítások mint (Halbritter et al, 1993a; Halbritter et al, 1993b; Katona et al, 1993; Katona et al, 1997).



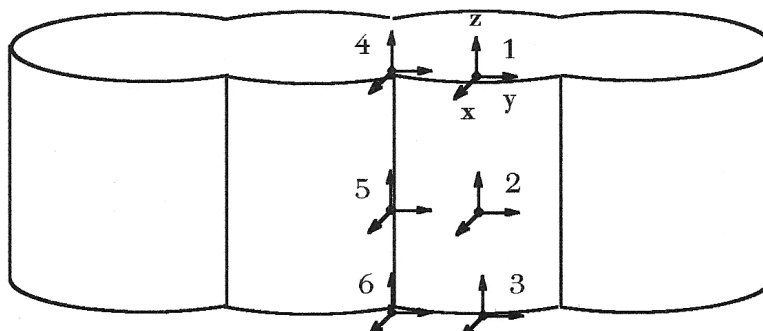
4.5-3. ábra: A primerkör rezonancia-frekvenciái és lengésalakjai

- 5) A kísérleti eredményeket összehasonlítottuk az előzetes dinamikai számítások eredményével (Katona et al, 1992; Halbritter et al, 1993a és Halbritter et al, 1993b, Katona et al, 1993). A kísérletekkel validáltuk a főépület és a primerkör dinamikai válaszána számítására kidolgozott számítási modellt és módszert. A módszertani és modellezési változatokra próbaszámításokat végeztünk például a a föld alatti csővezetékekre (Krutzik et al, 1997d), s a talaj-épület kölcsönhatás számításának módszereire is (Halbritter et al, 1998).

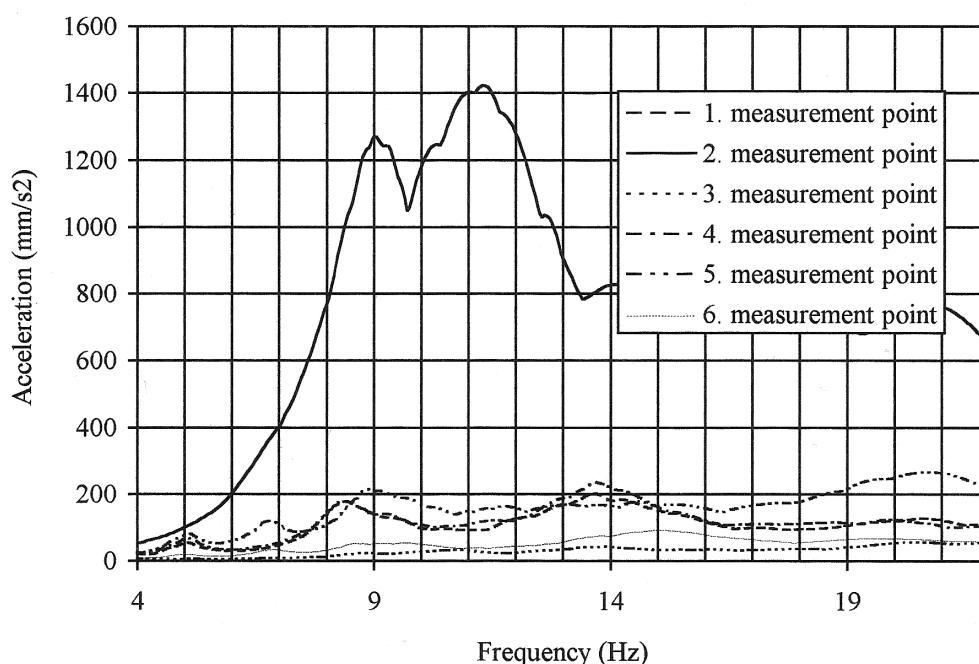
- 6) Valószínűségi és determinisztikus módszerekkel becsültük a különböző technológiai és módszertani verziók műszaki-gazdasági következményeit (IBJ, 1996; IBJ, 1999);
- 7) Numerikus kísérleteket végeztünk a különféle megerősítési változatokra, hogy a megerősített rendszer dinamikai viselkedése, kihasználtsága, a maximális elmozdulások alapján a változatok közül a leginkább megfelelőt kiválaszthassuk (Katona et al, 1995);
- 8) Számítási elemzési módszer célszerűségét igazoltuk az irányítástechnikai keretek esetében (Katona, Kennerknecht, Henkel, 1995).

Kísérletileg megvizsgáltuk az analitikusan nehezen kezelhető kisnyomású üzemzavari zónahűtő rendszer (ZÜHR) tartályát, amelynek különleges „hernyó” alakja van, s amelyben erő A tartály lokális válaszát a héj-szegmensek válasza határozza meg, míg a tartály egésze igen nagy merevséget mutat.

- 9) Megállapítható volt, hogy a tartály – a biztonsági földrengés esetén a felállítási helyén jellemző padlóspektrummal gerjesztve – megőrzi szerkezeti épségét és tömörségét, s folyadéklengés is kialakulhat. Ezt a munkát japán ösztöndíjjal Tsukubában, a National Research Institute for Earth Science and Disaster Prevention rázóasztalán vizsgáltam meg (Katona, 1997b), lásd a 4.5-4. ábra a gyorsulás-érzékelők pozícióját szemlélteti, a 4.5-5. ábrán pedig az 5% csillapítással meghatározott válaszspektrumot láthatjuk.



4.5-4. ábra: Mérési pontok a kisnyomású ZÜHR tartály modelljén



4.5-5. ábra: A tartályon mért gyorsulások válaszspektruma 5% csillapításnál

- 10) Megvizsgáltuk és igazoltuk a működő atomerőművek felülvizsgálatára kifejlesztett módszerek alkalmazhatóságát, illetve az alkalmazás korlátait a paksi atomerőmű földrengés-állóságának minősítése terén.
- 11) Feltártuk és értékeltük a szinergiákat a földrengésállóság növelése és más biztonságnövelő intézkedések között, mint például az üzemi rezgéscsökkentés (Katona et al, 1994b; Katona et al, 1994c), amely tapasztalatai alapján döntöttünk úgy, hogy a megerősítéseknél viszkózus csillapítókat kell alkalmazni.

A fent felsorolt kutatásokat illetve eredményeik hasznosulását az alábbiakban, a két koncepcionális kérdést megválaszolva, bemutatjuk.

4.5.3. AZ ALAPVETŐ BIZTONSÁGI FUNKCIÓK MEGVALÓSÍTÁSÁNAK TECHNOLÓGIÁJA

Az első koncepcionális kérdés középpontjában az állt, milyen technológiával valósítjuk meg a reaktor lehűtését és a leállított reaktorból a remanens hő folyamatos elvitelét. Biztosítani kellett ezáltal, hogy a biztonsági földrengés következtében a dolgozók sugárterhelése ne haladja meg a magyar szabályozásban meghatározott dóziskorlátokat, és hogy a lakosság legveszélyeztetettebb csoportjának sugárterhelésének nagysága ne tegye szükségessé a magyar szabályozás által előírt védelmi intézkedéseket.

A koncepcionális kérdés megválaszolásával tulajdonképpen kijelöltük azokat a

rendszereket, amelyeket kötelezően meg kell erősíteni, illetve működőképességüket igazolni kell a biztonsági földrengésre. Szempontunkból az a fontos, hogy igazoljuk, a technológia meghatározása, kiválasztása komplex, rendszerszintű döntést igényelt, amelyet több oldalról is kutatási munka, tudományos eredmények támasztottak alá.

A technológiai meghatározásánál feltételeztük, hogy a primerkörü fő keringtető vezeték megerősíthető úgy, hogy az a biztonsági földrengés által okozott igénybevételeket szabványos kritériumok szerint elviselje, tehát a primerkörü csőtöréssel és hűtőközeg-vesztéssel nem kell számolni, de kis átmérőjű csővezetéknek földrengés hatására bekövetkező törésével számolni kell, hacsak azok minősítése illetve megerősítése ezt ki nem zárja. Megjegyezzük, hogy ez a feltételezés is előtanulmányokra támaszkodott, amelyek igazolták a primerkörü csővezeték és komponensek robusztus voltát, s megerősíthetőségét (Katona, Rátkai, Turi, 1989; Katona et al, 1992, Katona et al, 1993, Katona et al, 1994a).

A rendszerszintű gondolkodás szükségességét demonstrálja a másik feltételezés, nevezetesen az, hogy a biztonsági földrengés alatt és azt követően 72 órára egyidejűleg kiesik a háziüzemi és a hálózati villamos energia betáplálás. Az eseményt követő 72 órában nincs külső pótvízforrás. Feltételeztük, valószínűségi megfontolások alapján, a szűrési szintet 10^{-4} /év értékre véve, hogy más független külső esemény, úgymint tűz, árvíz, tornádó, szabotázs, stb. a mértékadó földrengéssel egyidejűleg nem következik be.

Az alapvető biztonsági funkciók megvalósítására két konkurens technológiai változat létezett, amelyeket – a részletektől eltekintve – az alábbiak jellemeztek :

1. 1993-ban a telephely földrengés veszélyeztetettségére vonatkozó előzetes vizsgálatok 0,35 g-re becsülték a maximális szabadfelszíni gyorsulás értékét. A földrengés-állósági biztonsági koncepció első változatát ennek az értéknek az alapján dolgozták ki. E nagy terhelésre olyan technológiát volt célszerű kidolgozni, amelynek berendezései a megfelelő teherbírású főépületben helyezkednek el.

Külső szakértők a Skoda és a VVER főkonstruktőr, az OKB Gidropressz által javasoltak egy megoldást, mely szerint a reaktor leállítását és stabil szubkritikus állapotban tartását a reaktor szabályozó és biztonsági rendszerek valósították volna meg, a reaktor lehűtése a szekunder-körü bleed and feed alkalmazásával, a hosszú távú hőelvonás a kisnyomású zóna

üzemzavari hűtőrendszer hőcserélőin történt volna, amit e funkció ellátására módosítani kellett volna. Ezzel a rendszerrel a terv szerint csak akkor lehet cirkulációt biztosítani az aktív zónán keresztül, ha a primerköri csővezeték törött. Így egy, csak földrengés esetén működő primerköri lehűtő-kört alakítottunk volna ki a hőcserélő és az aktív zóna között.

Ez a megoldás relatíve kevés rendszer működőképességét, azaz biztonsági földrengésre való megerősítését, minősítését követelte volna meg, ami előnyös volt a 0,35g előzetesen ismert gyorsulásértéket tekintve.

Hátránya a megoldásnak az volt, hogy a nem minősített technológia rendszereket le kellett volna választani a minősítettetokról blokkonként száznál több gyors működésű, gyorsulás-szint túllépésre automatikusan záró armatúrákkal, s még inkább az, hogy a kisnyomású zóna üzemzavari hűtőrendszer átalakítása hátrányosan hatott a zónasérülés gyakoriságára minden egyéb, nem földrengés alatti állapotban, amit a valószínűségi biztonsági elemzés ragyogóan kimutatott.

A biztonsági rendszereken végzett átalakítások és nagyszámú szelep beszerelése komoly nehézségek árán lett volna megvalósítható.

Földrengés-biztonság szempontjából a legkritikusabb szerkezet a számos létfontosságú rendszernek és irányítástechnikai berendezésnek helyet adó galéria épület bizonyult. A főépület e részét mindenképpen meg kellett erősíteni, de ezt a galéria technológiai zsúfoltsága, másfelől a főépületre és a turbina csarnokra támaszkodó szerkezeti kialakítása tett bonyolulttá.

2. Az általam javasolt s megvalósított koncepció lényege az volt, hogy a lehűtés és a tartós hőelvitel történjen a normál lehűtő rendszer segítségével.

E koncepció kidolgozásának indítéka az volt, hogy 1995-ben, a telephely földrengés veszélyeztetettség értékelésének befejeztével a maximális szabadfelszíni gyorsulást 0,25 g értékben véglegesítették. Ez a rengés olyan terheléseket eredményez, amelyekre a főépületen kívüli rendszerek és szerkezetek megerősítése is megvalósítható, és elfogadható költségek mellett kivitelezhető.

Másfelől, a megerősítésre szolgáló műszaki megoldások vizsgálata szerint a hosszirányú galéria épületet a turbinacsarnok és a reaktorcsarnok acélvázának megerősítésével lehet a legjobban megerősíteni. Ez egyfelől lehetővé tette,

hogy olyan szerkezeti megerősítések alkalmazását, amelyeknél nem kell kivitelezési munkát végezni a galéria berendezésekkel teli térrészeiben. A turbinacsarnok megerősítése lehetővé tette ugyanakkor, hogy az itt lévő rendszereket használjuk a földrengés utáni hőelvonáshoz, ha elvégeztük ezek minősítését, illetve megerősítését.

E koncepció alapján „Földrengés-biztonsági Technológiai Átalakítások (FTA)⁴” néven, 1998-ban kidolgozott új leállítási és lehűtési technológia a reaktor leállítását, lehűtését és a hosszú távú hűtést azokkal a rendszerekkel és olyan módon valósítja meg, mint a földrengésen kívül más esetekben.

Előnye ennek az, hogy a zónaolvadás gyakoriságára ez a megoldás nem hatott hátrányosan, s – eltekintve egy igen kisszámú esettől – nem kellett gyors működésű armatúrák, illetve automatikus üzemzavari leállítás, ami a valószínűbb előfordulású, kis földrengések esetén feltétlenül kedvező.

Hátránya pedig az volt, hogy az előző változathoz képest nagyobb számban kellett megerősíteni a rendszereket, továbbá meg kell erősíteni a turbina csarnokot is. Mindezek azonban műszaki-gazdasági értelemben uralható feladatot jelentettek, hiszen ez a turbinacsarnok megerősítését, illetve a működőképesség biztosításához a komponensek kihorgonyzásának megerősítését igényelte, s ezek üzem alatt, illetve a főjavítási idők meghosszabbítása nélkül kivitelezhetők voltak.

4.5.4. A TECHNOLÓGIÁRA VONATKOZÓ DÖNTÉS

4.5.4.1. A döntés szempontrendszere

A második technológiai koncepció-változat kiválasztása és megvalósítása igen körültekintő és kutatásokkal alátámasztott döntés volt, amely támaszkodott a földrengés-állóság előzetes elemzéseire és ezek alapján felismert megerősítési igényekre, amelyek megmutatták, hogy

- a reaktor főépület legsérülékenyebb része a vitális rendszereket magában foglaló galéria-épület, amelynek megerősítése leginkább úgy oldható meg, hogy egyik oldalon azt a főépület vasbeton tömbjéhez rögzítjük, másik oldalon pedig a megerősített turbinacsarnokhoz, ahogy az a későbbiekben

⁴ Az elnevezés nem következetes, mert a konkurens koncepcióhoz képest ezt a koncepciót kevésbé az átalakítások, mint inkább a megerősítések jellemezték.

ténylegesen megvalósult (Katona, Hajmási, 1999; Hajmási, Katona, Kovács, 2000; Katona Hajmási, 2000a; Katona, Hajmási, 2000b);

- a technológiai rendszerelemek, különösen a gépésztechnológiai rendszerek nagy része, relatíve jelentős beépített kapacitással rendelkeznek (IBJ, 1996; IBJ, 1999; Katona 1995b; Katona, 1997a), így azok megerősítése várhatóan mérsékelt ráfordításokkal megoldható;

A döntés fontos eleme volt még a blokkleállításra vonatkozó technikai lehetőségek közötti választás is.

4.5.4.2. A megerősítési igények becslése

A várható megerősítések becslése a rendszerelemek teherviselő képességének valószínűségi eloszlására támaszkodott, amelyet a számított, s a maximális szabadfelszíni vízszintes gyorsulás-értékben kifejezett teherviselő képesség – a szeizmikus kapacitás – feldolgozásával nyertem.

A koncepció és a projekt-terv kidolgozásához – ahogy azt az előzőekben jeleztük – előzetes szilárdsági ellenőrzéseket végeztünk. A gépész-technológiai rendszerelemek szilárdsági ellenőrzéséhez a gerjesztő padlóspektrumokat az előzetes épület-dinamikai számításokból nyertük, amelyek inputja a 0,35 g maximális vízszintes gyorsulás és az ahhoz rendelt USA NRC Regulatory Guide 1.60 szabványos válaszspektrum, illetve részben a NUREG/CR-0098 szerinti, a laza talajra vonatkozó medián válaszspektrum voltak, tekintettel arra, hogy a telephely szeizmicitásának vizsgálata csak 1995 végén fejeződött be, s a biztonsági földrengés jellemzőit 1996 elején hagyta jóvá a hatóság.

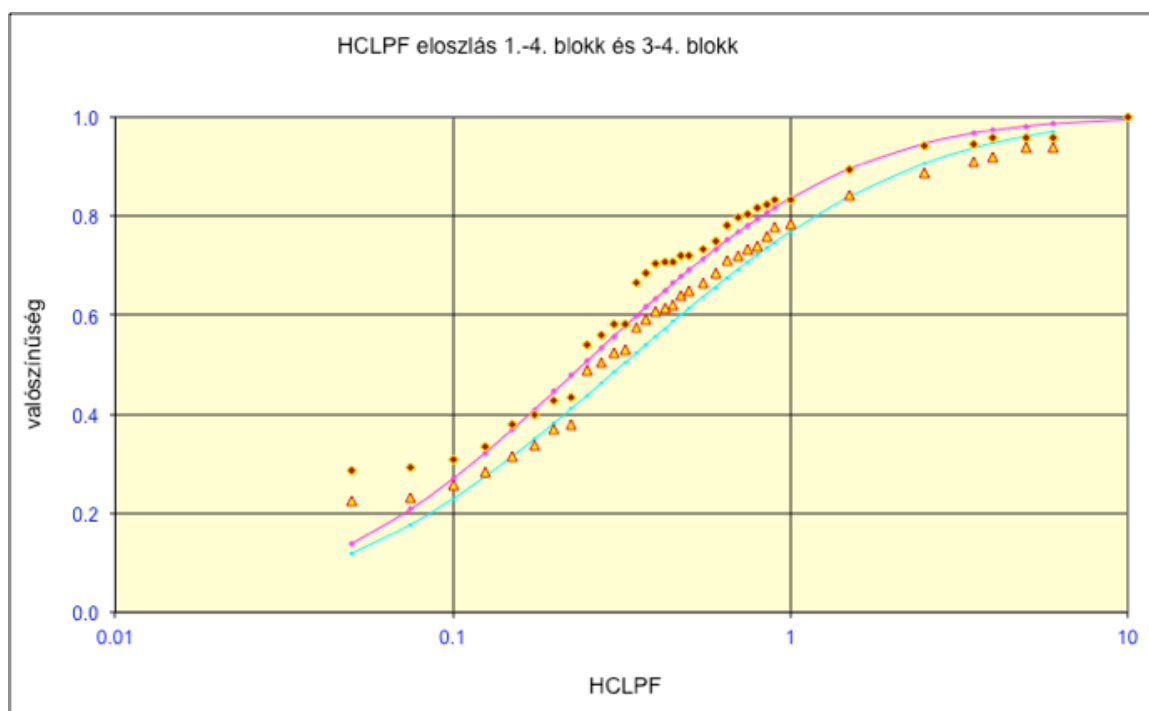
A szeizmikus teherviselő képesség jellemzésére alkalmaztuk az úgynevezett High Confidence of Low Probability of Failure (a nagy konfidenciával meghatározott kis valószínűségű meghibásodás, a továbbiakban – HCLPF) értéket (lásd EPRI, 1991). A HCLPF teherviselő képesség konzervatív módon megadott határérték, amely esetén 95%-os biztonsággal igazolható, hogy a meghibásodás valószínűsége nem haladja meg az 5%-ot. A HCLPF definíció szerint nem más, mint

$$\text{HCLPF} \equiv \frac{C(=\text{kapacitás}) - D_{ns}(=\text{nem szeizmikus igénybevétel})}{D_s(=\text{szeizmikus igénybevétel})} \times k_d(=\text{duktilitás}) \times \text{PGA} \quad (1)$$

ahol a PGA (Peak Ground Acceleration) a maximális vízszintes gyorsulás $g(=9,81\text{ms}^{-2})$ -értékben kifejezve ($[\text{HCLPF}]=g$). A HCLPF kapacitást, azaz lényegében a D_s szeizmikus

és a D_{NS} nem szeizmikus igénybevételt valamint a szerkezet C teherviselő képességét (kapacitását) szabvány, például az ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III. (ASME BPVC, Section III.) szerint számítjuk ki, a biztonsági besorolás figyelembe vételével (a Class 1-re a Subsection NB-3600, Class 2-re a Subsection NC-3600, Class 3-ra pedig az Subsection ND-3600). Már itt tanulmányozni kellett a módszertani kérdést a szabványválasztás, amit az üzemidő hosszabbítás vonatkozásában taglalunk.

A gépészeti rendszerelemek (csővezeték-szakaszok, tartályok, hőcserélők, stb.) szilárdsági ellenőrzésének adatait feldolgozva a HCLPF értékek eloszlásfüggvénye lognormálisnak adódott (IBJ, 1996, IBJ 1999), s módot adott arra, hogy valószínűsítsem a megerősítések mennyiségét. Ennek illusztrálására lásd a 4.5.4-1. ábrát, amelyen a 3-4. blokki csőszakaszok HCLPF kapacitásának eloszlása látható. A medián kapacitás 0,3 g, ami azt jelenti, hogy a csőszakaszok több mint fele szabványosan megfelelnek tekinthető megerősítés nélkül.



4.5.4-1. ábra: A csővezetékek szeizmikus teherviselő képességének eloszlása

Valójában a csőszakaszok földrengés-állósága szempontjából a csőtartók a kritikus elemek, s általánosságban a kihorgonyzás volt a kritikus a gépészeti rendszerelemek esetében kivétel nélkül. Így például az armatúrák igen kevés kivétellel a terv szerinti állapotban is 0,3 g-nél magasabb kapacitással rendelkeztek, a tartályok nagyobb része úgyszintén megfelel 0,3 g-re, a szivattyúk, ventilátorok, hőcserélők hozzávetőleges a

felénél a kihorgonyzás megerősítésre szorult (Katona, 1997a).

A lognormális eloszlás magyarázatára képzeljük el a komponens C teherviselő képességét, kapacitását mint a medián kapacitás C_m , és/vagy a biztonsági földrengésre (SSE) betervezett kapacitás, C_{SSE} , illetve a tervezési tartalékok összetevőinek (anyagjellemzők, terhek, egyéb, a tervező által felvett jellemzők/körülmények) véletlenszerűségét, jellemző tényezők X_i szorzataként:

$$C = C_m \prod_i X_i = k C_{SSE} \prod_i X_i \quad (2)$$

ahol $C_m = k C_{SSE}$. A centrális határeloszlás tétel szerint a szorzat eloszlásfüggvénye lognormális, függetlenül attól, milyen az egyes tényezők eloszlása.

Ezt a törvényszerűséget ilyen formában a közelmúltban fogalmaztam meg a komponensek sérülékenységevel összefüggésben (Katona, 2010b).

A földrengés-biztonság technológiai koncepciójára vonatkozó döntésnél a kapacitás empirikus eloszlásának, valamint az előzetes és a végleges szeizmikus input minőségi értékelése alapján jutottam arra a következtetésre, hogy a gépésztechnológiai rendszer elemek megerősítése a rendszerek nagyobb száma ellenére sem lesz kezelhetetlen feladat az általam javasolt technológiai koncepcióban.

Az előzetes szeizmikus inputtal történő számításból a végleges inputtal történő számítás eredményét meg kellett becsülni. Ehhez feltettem, hogy a D_S szeizmikus igénybevétel konzervatív módon, a padlóspektrum rezonáns, (1÷10 Hz közötti) részén a maximális amplitúdóval, vagy kevésbé konzervatív módon az intervallum átlaggal jellemezhető, amit jelöljünk R -rel, tehát $DS \approx R$. Lévé, hogy a kapacitás, illetve a nem szeizmikus igénybevételek változatlanok, az új és a régi számításból adódó HCLPF értékek közötti viszonya közelítőleg lesz:

$$\text{HCLPF}_{\text{új}} \approx \text{HCLPF}_{\text{régi}} \times \frac{R_{\text{régi}}}{R_{\text{új}}} \times \frac{\text{PGA}_{\text{új}}}{\text{PGA}_{\text{régi}}} \quad (3)$$

Ebből a becslésből a HCLPF kapacitás alapján dönteni lehetett a várható megerősítések mennyiségéről, mielőtt a végleges számítások megtörténtek volna.

Megállapítható volt, hogy hozzávetőlegesen 60%-kal több lesz a megfelelő csőszakaszok száma, ha – szemben a $\text{PGA}=0,35$ g Regulatory Guide 1.60 spektrummal végzett számítással – a végleges $\text{PGA}=0,25$ g maximális vízszintes gyorsulásra és a

telephely-specifikus válaszspektrumra végezzük a szeizmikus teherviselő képesség számítását. Ebből egyértelmű következtetést vontam le a második technológia-változat megvalósíthatóságára, hiszen annak hátrányaként a nagyobb számú gépésztechnológiai berendezés működőképességét kellett biztosítani, ami a fentiek szerint nem követelt rendkívüli volumenű megerősítéseket. A megfontolásokat az Időszakos Biztonsági Jelentés 1996-ban és 1999-ben hivatalosan dokumentálta (IBJ, 1996) és (IBJ, 1999).

4.5.4.3. A földrengés esetén követendő eljárás mérlegelése

Az alapvető biztonsági funkciók biztosítása mellett a földrengésbiztonság másik, nem kevésbé fontos kérdése az üzemeltetői teendők és biztonságos továbbüzemelés feltételeinek meghatározása földrengés esetén és azt követően.

Az eredeti elképzelések szerint – s ez illeszkedett ahhoz az igen restriktív filozófiához, amivel a 0,35 g gyorsulással jellemzett veszélyeztetettséget kellett kezelni – földrengés esetén egy, igen alacsony gyorsulás-szint meghaladására beállított automatikus védelem leállította volna reaktort. Történeti tény, hogy az automatikus blokkleállításhoz szükséges gyorsulás-érzékelőket és az automatikát a paksi atomerőműben kiépítettük, annak üzembe vétele azonban nem történt meg. Ennek két oka volt:

- A műszaki-biztonsági döntés az általam javasolt technológia javára történt;
- A nemzetközi gyakorlat azt mutatta, hogy – eltekintve a kifejezetten földrengés-veszélyes területektől, mint Kalifornia, vagy Japán – az automatikus reaktor leállítás hátrányos, mivel a rendszer nem kívánt / hibás működése bizonyos kockázat-növekedést jelent minden más, nem földrengéses állapotban, illetve hátrányos a kis földrengések esetén is, amikor technológiai oldalról és a biztonság szempontjából a folyamatos működésnek nem lenne akadálya, s mégis megtörténik az erőmű kényszerű leállítása.

E kérdéskört a NAÜ RER/9/035 Project keretében vizsgáltuk meg. Az általam a paksi atomerőműre javasoltak lényege az alábbiakban foglalható össze (Katona, 1995b):

A kiválasztott technológiai koncepció esetén is a technológiai rendszerek egy részét gyors-záró armatúrákkal izoláljuk a meg nem erősített rendszer-részekről, de ez nem kívánja meg a reaktor és a fő technológiai folyamatok automatikus leállítását. Ugyanakkor a kezelő személyzet számára biztosítani kellett egy jelzést, amely egyértelműen mutatja, hogy földrengés történt, illetve egy jelet a kevés számú izoláló armatúra zárásához. Ezeket az értékeket a folyamatos üzemelés kritériumai alapján

vezettem le.

A paksi atomerőmű esetében a kármentesség, azaz a folyamatos üzem feltételét a valós földrengések káreseteinek feldolgozása alapján kidolgozott kármentességi kritériumokat (EPRI, 1988) adaptálva határoztuk meg. Ennek lényege, hogy:

1. a szabad felszínen mért vízszintes gyorsulásból kiszámoljuk a kumulált abszolút sebességet:

$$CAV = \int_0^T |a(t)| dt \quad (4)$$

ahol $a(t)$ a gyorsulás időjel, T pedig a rengés időtartama. (Az integrálásnál ki kell szűrni megfelelő numerikus szűréssel a zajt.)

A kármentesség határa: $CAV=0,16$ gs.

2. meghatározzuk a szabad felszínen mért gyorsulásjel válaszspektrumának amplitúdóját a $2\div 10$ Hz tartományban az 5% csillapításnál.

A kármentesség határa: 0,2 g válaszspektrum amplitúdó.

E két feltétel fennállása jelenti a folyamatos üzemeltethetőség (üzemeltetési földrengés, vagy OBE meghaladás) feltételét. Az ezt el nem érő mértékű földrengést követően a reaktort nem kell leállítani, hacsak egy technológiai jel le nem állítja, hiszen az atomerőmű műszerezettsége és védelmei a technológia elemeiben bekövetkezett zavart (mint például szint-lengés egy tartályban, például a buborékoltató kondenzátorban) is érzékelik, ami nem feltétlenül jelent tényleges kárt. Ha védelmi működés nincs, akkor vagy nincs károsodás, vagy csak latens kár lehetne, de a fentiekkel épp ennek lehetőségét szűrjük ki. Ha az említett paraméterek (a kumulált abszolút sebesség és a válaszspektrum amplitúdó), mint kár-indikátorok, nem haladják meg az említett határértékeket, akkor semmilyen károsodásra nem kell számítani.

Ennek a döntésnek újdonság értéke csak annyiban volt, hogy – ellentétben a VVER főkonstruktor, az OKB Hidropressz javaslatával, amely az automatikus reaktor-védelmet proponálta – az USA-ban kifejlesztett elveket alkalmaztuk.

Újdonság értéke annak volt, hogy a földrengés-jelzéshez és az izoláláshoz szükséges gyorsulásjel-szintet is a kármentesség kritériumából vezettem le, lévén, hogy a paksi atomerőmű szerkezeteit és rendszereit nem ellenőriztük arra az esetre, hogy egy, az üzemi tranziensek kategóriájába tartozó, 10^{-2} /év gyakoriságú földrengés esetén zavartalanul képesek-e működni.

Ehhez vettem a kármentességre az EPRI által meghatározott, 0,2g válaszspektrum kárkritériumot, valamint a válaszspektrum 2-10 Hz közötti tartományában az erősítési tényezőt, ami a 10^{-4} /év biztonsági földrengés válaszspektrumából számolva átlagosan $\approx 2,1$. Ebből annak a földrengésnek a maximális vízszintes gyorsulása, amelynél nagy biztonsággal még semmilyen kár nem következik be $\geq 0,12g$. Ebből, egy felvett 1,5 értékű biztonsági tényezővel kapták a 0,08g referencia PGA-értéket a földrengés-biztonsági intézkedésekhez. Ezek a származtatott értékek konzervatívak két okból: (1) a válaszspektrum kárkritérium konzervatív érték; (2) az azóta megismert, a telephelyre jellemző 10^{-2} /év rengés PGA-ja 0,085g.

4.5.4.4. A szinergiák jelentősége

A szinergiák felismerésének igen fontos szerepe volt a helyes koncepció kiválasztásában: azaz együtt, összefüggésében kellett látni és kezelni a galéria épület sérülékenységének és megerősítésének kérdését, az automatikus blokkleállítás mellőzhetőségének kérdését a hőelvonás technológiájának kérdésével, amely technológia igényelte a turbinacsarnok megerősítést, s ami a másodlagos hatások, mint a földrengés által okozott tüzek megakadályozásának problémájával együtt volt kezelhető. Mindezek egymást erősítő elemei voltak a komplex műszaki problémának, illetve a döntésnek, amely kétségtelenül rendszerszintű megközelítést igényelt.

4.5.4.5. A földrengés-biztonsági projekt terjedelme

Az alapvető biztonsági funkciók megvalósításának módját meghatározó eljárás képezi az erőmű földrengés-biztonsági technológiai koncepcióját. Ez az eljárás határozza meg a szeizmikus értékelési és megerősítési program terjedelmét, amely kiegészült bizonyos, itt nem részletezett átalakításokkal (lásd a Paksi Atomerőmű Végleges Biztonsági Jelentése 3.8.3. fejezetét), illetve

- azokkal a szerkezetekkel, berendezésekkel, amelyek a kölcsönhatások (rádőlés, elárasztás, tűz) miatt a földrengés-biztonság megvalósításában közvetlenül résztvevő rendszerek integritását, működőképességét, kezelhetőségét veszélyeztetik, továbbá
- azokkal, amelyek minősítésével és megerősítésével megakadályozható a földrengés okozta tűz, mint a turbina kenőolaj tüze, robbanás, elárasztás, stb.

A paksi atomerőműben megvalósított gyakorlat sajátja volt, hogy a biztonsági rendszereket, mint például az üzemzavari zónahűtés rendszereit, amelyeknek elviekben

földrengés esetén nem kell működniük, megerősítettük, minősítettük a biztonsági földrengésre. Ez is egy jelentős elvi és gyakorlati eltérés volt például az USA gyakorlatától, ahol az újraminősítést egy lehűtési technológiára és annak tartalékára végezték. Ugyanakkor a paksi atomerőműben megvalósult megerősítés és minősítés nyilvánvaló előnnyé vált, amikor igazolni kellett, hogy az atomerőmű az 1997-ben kiadott, majd 2005-ben megújított Nukleáris Biztonsági Szabályzat követelményeinek gyakorlatilag kompromisszumok nélkül megfelel (IBJ, 2007).

4.5.4.6. *A technológiára vonatkozó koncepció megvalósítása*

A koncepciót az RE-1728 határozattal a hatóság jóváhagyta. A koncepció alapján kidolgozott technológiát, Földrengés-biztonsági Technológiai Átalakítások néven Paksi Atomerőmű Zrt. 2570-1089/99 sz. beadványában nyújtotta be a hatóságnak, amire az OAH RE-2384 határozatában adta meg az elvi átalakítási engedélyt. A technológia alkalmasságának próbáját a hatóság a földrengés-biztonsági projektet véglegesen lezáró a RE-3647. sz. határozatban ismerte el.

4.6. A FELÜLVIZSGÁLAT, MINŐSÍTÉS, MEGERŐSÍTÉS MÓDSZERTANÁNAK MEGHATÁROZÁSA

4.6.1. *A BIZTONSÁGI KÖVETELMÉNYEK MEGFOGALMAZÁSA A FOKOZATOSSÁG ELVE SZERINT*

Az alapvető biztonsági funkciók megvalósításához szükséges rendszereket – beleértve a működésükhöz szükséges kisegítő rendszereket, a villamos, irányítástechnikai és ellenőrző rendszereket – a biztonsági földrengés által okozott igénybevételekre kell minősíteni, és szükség esetén megerősíteni.

Az alapvető biztonsági funkciókat földrengés esetén megvalósító szerkezeteket és rendszereket földrengés-biztonsági osztályokba soroltuk: az 1. osztályba az aktív, a 2. osztályba a passzív szerkezeteket, rendszerelemeket, amelyeknek biztonsági funkciójuk van földrengés esetén. A 3. földrengés biztonsági osztályba kerültek azok a szerkezetek, rendszerelemek, amelyek valamilyen kölcsönhatás (rádőlés, tűz, elárasztás) révén az első két osztálybeli szerkezetek, rendszerelemek funkcióit veszélyeztetik. A negyedik osztályba soroljuk az előzőeken kívül minden szerkezetet és rendszert, amelyek – elvben, de nem szükségszerűen – elveszíthetik működőképességüket vagy szerkezeti épségüket.

A paksi atomerőműben megvalósított gyakorlat sajátja volt, hogy a biztonsági

rendszereket, mint például az üzemzavari zónahűtés rendszereit, amelyeknek elviekben földrengés esetén nem kell működniük, megerősítettük, minősítettük a biztonsági földrengésre. Itt kezelni kellett azt a kettősséget, ami a földrengés-biztonsági és a biztonsági osztályba sorolás között fennállt, figyelembe véve mindkettő követelményeit.

A minősítést a funkciót befolyásoló szempontok szerint kell elvégezni, azaz a technológia által meghatározott követelményekre; a stabilitás, a szerkezeti integritás és/vagy a működőképesség igazolására.

4.6.2. A MÓDSZEREK MEGHATÁROZÁSA A BIZTONSÁGI RELEVANCIA SZERINT

A felülvizsgálat, minősítés és megerősítés módszertanának meghatározásánál – azon túl, hogy biztosítani kellett a földrengés-biztonság elfogadható szintjét – figyelembe kellett venni:

- a) nemzetközi normákat és a hazai hatósági követelményeket, beleértve a tervezési alap megváltozásának jogi és műszaki konzekvenciáit,
- b) a paksi atomerőmű műszaki sajátosságait,
- c) a biztonsági relevancia szerint differenciálást,
- d) a kivitelezhetőséget, az idő és költségkorlátokat.

Tekintettel arra, hogy a paksi atomerőművet földrengés hatásaira nem tervezték és nem minősítették, elviekben és alapvetően az atomerőművek tervezésénél alkalmazott eljárásokat (lásd az NBSZ 3. kötetét és a NAÜ NS-G-1.6 irányelvét (NAÜ, 2003a) kellett alkalmazni. Ezt kombináltunk – a biztonság szerinti fokozatosság elve alapján – a működő atomerőművek felülvizsgálatánál és újraminősítésénél alkalmazott módszerekkel, mint az (EPRI, 1991), ahogy azt az OAH NBF 1996-ban az RE-1728 sz. határozatában engedélyezte.

A módszerek kiválasztása az engedélyes döntése és felelőssége volt, beleértve, hogy meg kellett szerezni hozzá még a hatóság jóváhagyását is.

Az atomerőmű földrengésállóságának, teherviselő képességének minősítését ezen elveket, követelményeket alkalmazva az alábbiak szerint végeztük:

- 1) szabványos számítási módszerrel
 - a) az összes osztályba sorolt épület esetében
 - b) ASME BPVC Section III vagy ezzel egyenértékű szabvány szerint az 1. és 2. biztonsági osztályba sorolt, illetve a 2. földrengés-biztonsági osztályba sorolt gépészeti rendszer elemek esetében;

- 2) szeizmikus határterhelhetőség elemzéssel – a továbbiakban CDFM (Code Deterministic Failure Margin, (EPRI, 1991) – az összes 3. biztonsági, illetve földrengés-biztonsági osztályba sorolt gépészeti rendszerelemek esetében.

A működőképesség minősítését az alábbiak szerint végeztük:

- a földrengés-káresetek alapján kidolgozott empirikus minősítő módszerrel (EPRI, 1992), minden esetben, amikor a az eljárás alkalmazható volt,
- szabványos tesztelési módszerrel, ha az empirikus módszer a konstrukció sajátosságai miatt nem volt alkalmazható, illetve az új berendezések esetében.

4.6.3. *A MODELLEZÉSI, ELEMZÉSI ELVEK, SZÁMÍTÁSI MÓDSZEREK MEGHATÁROZÁSA*

A biztonsági relevancia, illetve az elemzett szerkezet, rendszerelem mechanikai sajátosságai, s az elemzés célja szerinti differenciált modell és módszerválasztást a főépület és a gépészeti rendszerelemek példáján szemléltetem.

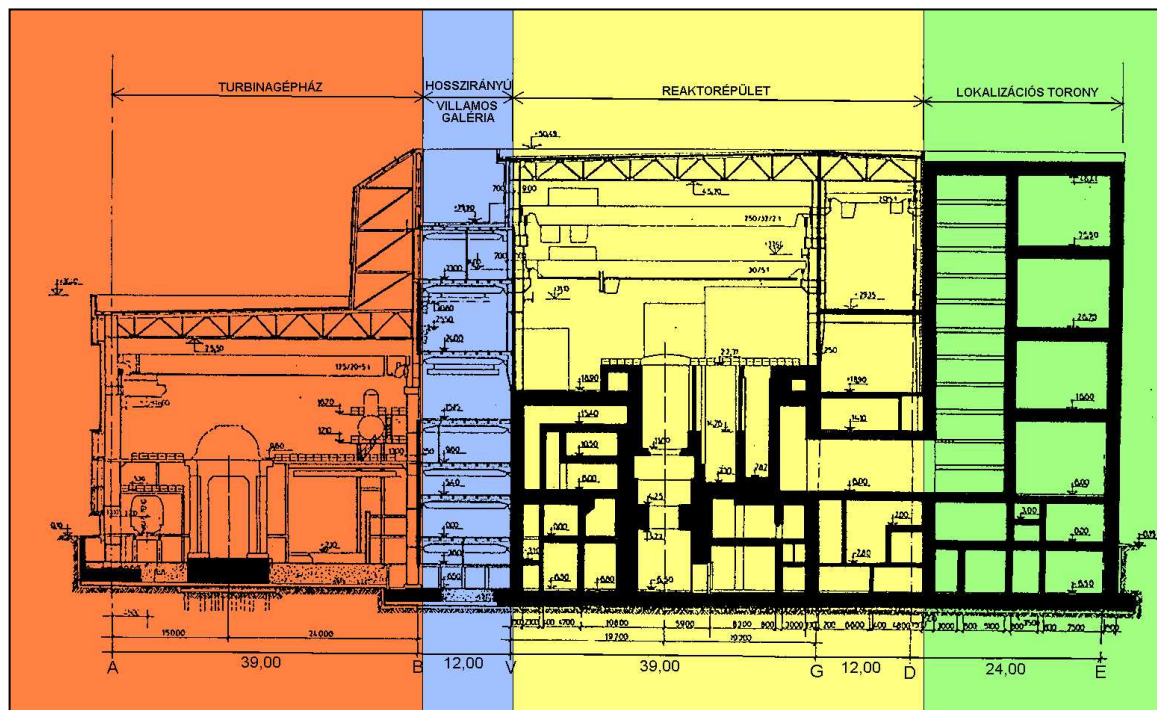
A paksi atomerőmű földrengésállóságának ellenőrzése során a dinamikai elemzés metodikája és a modellezés bonyolultsága összhangban volt a szerkezetek biztonsági jelentőségével, a szerkezet funkciójával és a várt számítási eredmények felhasználásával (szilárdsági ellenőrzés, a megerősítési változatok optimalizálása, stb.).

Az épületek dinamikai válaszában számítása kettős célú, egyfelől értékelni kell a tartószerkezet teherbíró képességét, megfelelőségét az adott földrengés okozta terhekre, másfelől a szerkezet dinamikai válaszából képezni kell azt az input gerjesztést (gyorsulás válasz, padlóspektrumok), amely hat a szerkezethez rögzített technológiai berendezésekre, s amelyre azokat ellenőrizni kell.

A szerkezetek modelljeinek kidolgozásánál a szerkezet funkcióján és a számítás célján túl a különös figyelmet fordítottunk a szerkezet-tervezés koncepciójára, és az építési részletekre és az együtt mozgó szerkezetek alapozására.

Szerkezeti szempontból, következésképp a modellezést és a számítási metodikát tekintve a legbonyolultabb a reaktor főépület. A főépület komplexum a vasbeton reaktorépületből, a lokalizációs toronyból és a hozzá csatlakozó hosszirányú és keresztirányú galéria épületekből, valamint a reaktor- és turbinacsarnokból áll (a főépület szerkezetét a 4.6.3-1. ábra szemlélteti). Az összekapcsolt szerkezetek külön alapzattal és nagyon eltérő merevséggel rendelkeznek, s bonyolult a merevség és tömeg eloszlás is. Meg kellett oldani a nagyon különböző jellemzőkkel rendelkező összekapcsolt

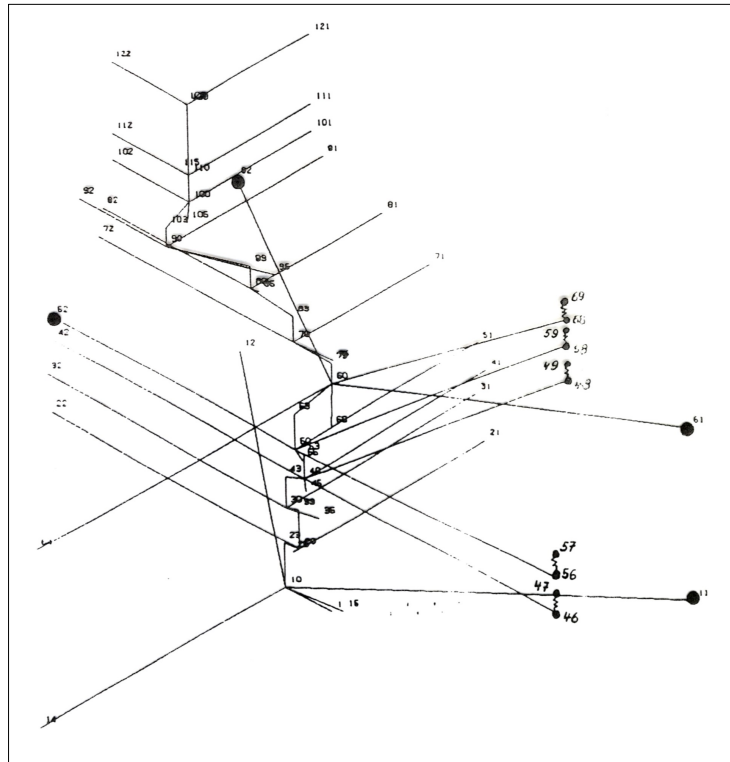
szerkezetek optimális modellezését és a közös alaplemezen lévő ikerblokkok megfelelő modellezését. A modellnek tükröznie kell, hogy az épület részek külön alappalattal rendelkeznek (lemezalapozás a vasbeton résznél, külön alap az oszlopnál).



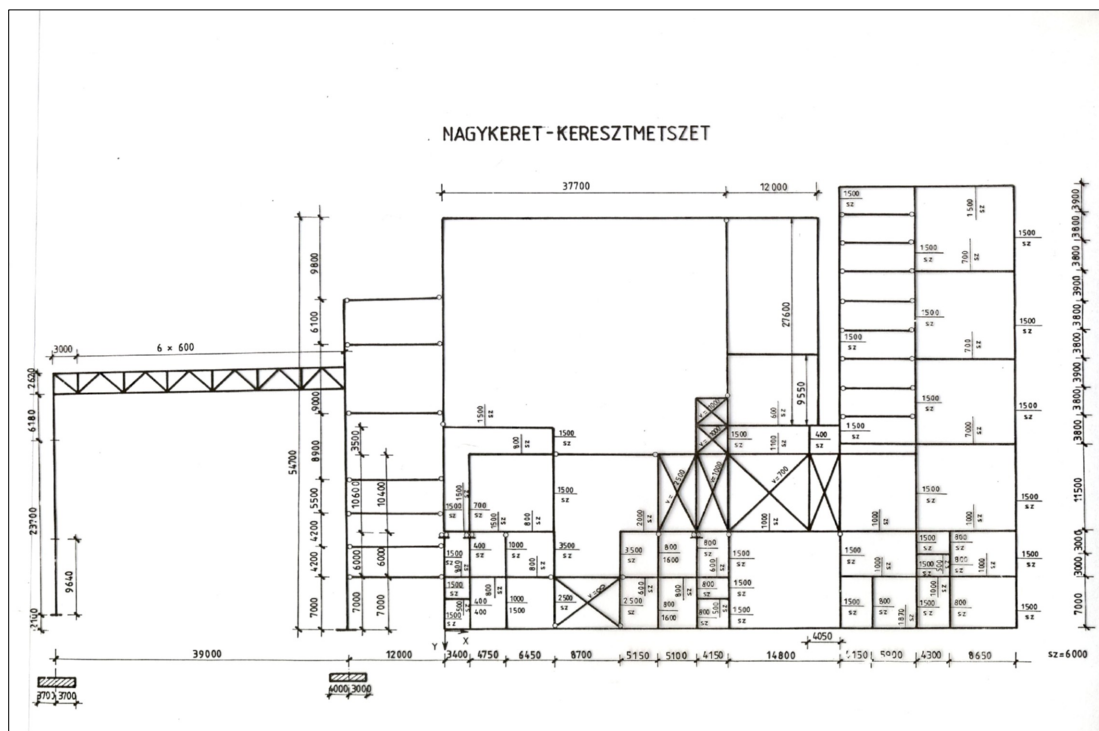
4.6.3-1 ábra: A reaktor főépület keresztmetszete

A csatolt és heterogén szerkezet modellezésére a térbeli rúdmodell (4.6.3-2. ábra) és a síkmodell (4.6.3-3. ábra) nem bizonyult megfelelőnek, bár mindkettőt ajánlották szakértő intézmények. A kísérletek és a próbaszámítások összevetése alapján a jóval igényesebb 3D véges-elemes számítás mellett döntöttünk. **Ez a döntés teljes mértékben az engedélyes-üzemeltető, Paksi Atomerőmű Rt. felelősségi körébe tartozott**, bár a modellek és módszerek proponálói mind neves cégek, illetve szakértők voltak.

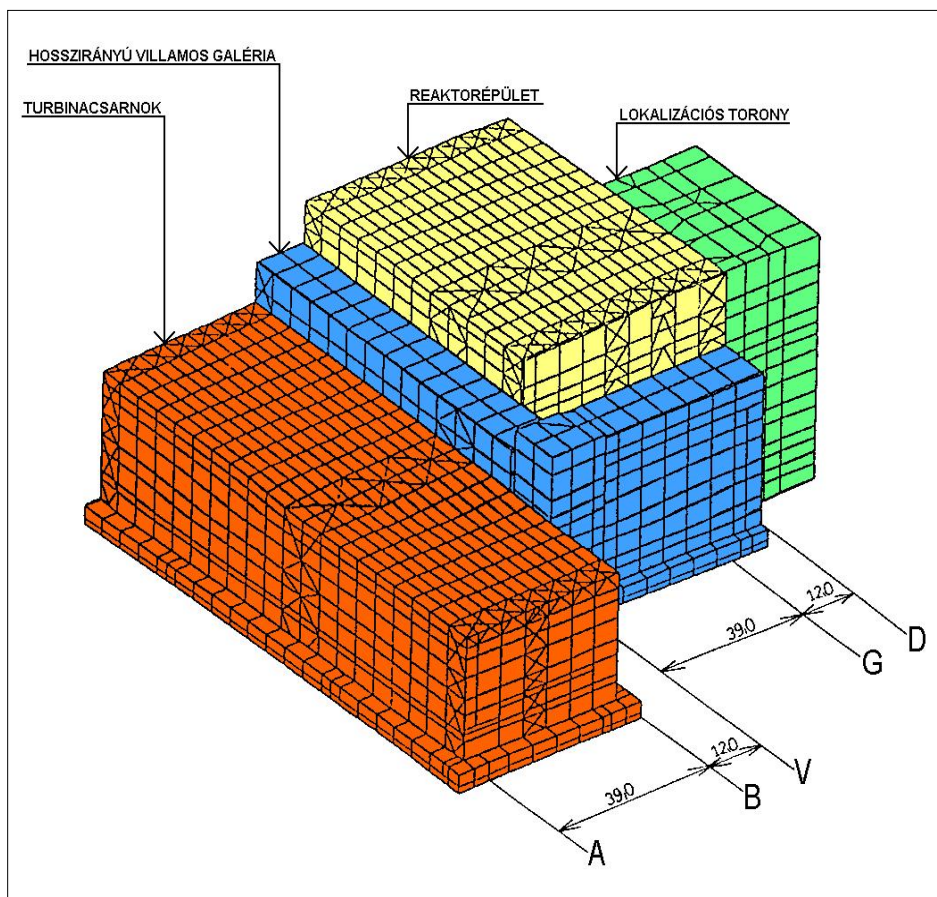
A reaktor főépület komplex véges-elemes modelljét a 4.6.3-4. ábrán láthatjuk. Ez megfelel a bonyolult összekapcsolt szerkezetek együttesének (túlnyomásra méretezett vasbeton konténment, csarnokok és galéria-épület), amelyben a merevségek és tömegek elosztása összetett, s amely egyben egy csatolt talaj-épület modell is. A modell 28000 szabadságfokú, amelyet 4700 csomópont, 5400 síkhéj elem (háromszög és négyszög alakú), 4600 rúdelem alkot, s amelyben a nem szerkezeti elemek tömegekként szerepelnek, de merevséggel nem rendelkeznek. A számítás metodikáját lásd a (Katona et al, 1995a) közleményben. Az üzemi épületek, különösen a főépület vizsgálatáról és megerősítéséről részletes beszámolót tartalmaz a (Katona, 2006c) könyvfejezet.



4.6.3-2. ábra: Térbeli rúdmodell a reaktor főépületre



4.6.3-3. ábra: Síkmodell a reaktor főépületre



4.6.3-4. ábra. A főépület-komplexum véges-elemes modellje

A megerősített szerkezet visszaellenőrzésénél azonban ezek a nem szerkezeti elemek, a ledőlésüket, beesésüket megakadályozó jelentős merevségű megerősítések révén részt vesznek a szerkezet merevségének kialakításában, tárcsaszervé teszik az adott tetőt, vagy falat. Az ellenőrzésnél a modellezésnek figyelembe kellett venni a földem és tető elemek specifikus értékelési szempontjait, a számításnak adnia kell a maximális relatív elmozdulást, számolni és értékelni kellett a szomszédos tartószerkezetek között az elemek leesésének lehetőségét, s ha az elmozdulások nagyobbak, mint a minimális rés, ellenőrizni kell a húzóerő szempontjából az elemek között lévő, elemeken keresztülhaladó, folytonosságot biztosító acélrudakat. Hasonlóan ehhez, a falelemek maximális relatív elmozdulását kellett számolni és értékelni a szomszédos tartószerkezetek között az elemek leesése lehetőségének ellenőrzése céljából. Az elemek rögzítésének részleteit is értékelni kellett.

A vizsgálatok során fontos a szerkezet és a talaj dinamikai kölcsönhatásának elemzése. Nyilvánvaló, hogy az adott feladat méreteinek ismeretében nem lehet szó a talaj és a szerkezet együttes modellezéséről, hanem az alszerkezetek módszerét célszerű

alkalmazni. Miután a gerjesztő függvényt az alapozási szintre adják meg, elegendő a talaj hatását, mint egy rugó rendszert figyelembe venni. A korrekt eljárás a hajlékonysági mátrix számítása, majd azt invertálva kapjuk az impedancia mátrixot. Ezt kell csatlakoztatni a szerkezet merevségi mátrixhoz. Az impedancia mátrix a talajcsillapítás miatt komplex és frekvenciafüggő. Alkalmazásának nagy előnye, hogy lehetővé teszi a talajban lévő hullámterjedés okozta szóródó csillapítás figyelembevételét, hátránya azonban, hogy a megoldást a frekvenciaterben kell előállítani, alkalmazva a Fourier és inverz Fourier transzformációkat. A megoldás rendkívül időigényes, hiszen a megfelelő pontosságú megoldáshoz kis időlépésekre van szükség, így több ezerszer kell megoldanunk a szabadságfoknak (amely több mint százezer) megfelelő rendszámú komplex együttható-mátrixú egyenletrendszer. A frekvenciaterben való vizsgálatra a főépület komplexum esetén került sor.

A vízkivételi mű és a szűrőház járatokkal áttört nagy tömegű vasbeton tömbök, amelyek felső szintjei monolit vasbeton oszlopokból, falakból és födémekből állnak. A szerkezetek megerősítést nem igényeltek. A vízkivételi mű vezérlő épületének nagyobb része előregyártott elemekből épült, megfelelő merevséggel nem rendelkezett.

A segédépületek jól modellezhető, egyszerű struktúrájú szerkezetek. A monolit vasbetonszerkezet falai és födémjei modellezésénél héjelemeket, az acél csarnokszerkezetnél rúdelemeket lehetett a végeselemes modellbe építeni. A számításba bevont sajátvektorok számát nehéz eldönteni. Az egyik kritérium, hogy csak addig számolunk, amíg a gerjesztő spektrum tart. Ez azonban egy összetett modell esetében nagyon sok sajátvektor számítását igényli. A számítási idő csökkentése érdekében megfogalmazható egy olyan kritériumot, hogy a számítás abba hagyható akkor is, ha a már számított sajátvektorok a teljes tömeg 90%-át megjelenítik. Egyenletes tömegelosztásnál (pl. a vízkivételi mű, vagy a hidak nélküli kémények) ez elfogadható kritérium, de egy vegyes szerkezetnél (amilyenek a segédépületek) előfordulhat, hogy egyes – a vizsgálat szempontjából fontos – szerkezeti részek rezgéseit csak nagy hibával tudjuk számítani, miközben összességében kielégítjük 90%-os kritériumot. Ezért a vizsgálatok során magasabb százalékos lefedést alkalmaztunk kritériumként.

A 4.6.3-1. táblázatban az épületek számítási módszereit tekintve demonstráljuk a módszertan differenciált meghatározását (VBJ, 2007, 3.8. fejezet).

4.6.3-1. táblázat: Épület szerkezetek elemzési, értékelési módszerei

	STAT.	TERHELÉSEK	ÉRTÉ- KELÉS	TALAJ- FOLYÓ- SODÁS	MEGERŐSÍTÉS
		DINAMIKUS számítási módszer, talaj- épület kölcsönhatás			
FŐÉPÜLET KOMPLEXUM: Reaktor épület, galériák, lokalizációs torony, reaktorcsarnok, turbínacsarnok	normál üzemi terhek	Elemzés a frekvencia tartományban Nincs korlátozás a csillapításra, a talaj csúsztató rug. modulusa pedig: $G_{max}/G_{átl}/G_{min}$	Szabvány szerint, eltekintve a korlátozott duktilitástól	igen, részletes süllyedés- elemzés	Kvázi-statisztikus számítások a detailing- hez és az optimalizáláshoz + igazolás a frekvencia tartományban végzett számítással
REAKTOR ÉPÜLET VASBETON RÉSZE (vasbeton rész, a hermetikus tér vizsgálatához)		KVÁZI-STATIKUS	Lásd, mint fenn		
REAKTOR FŐÉPÜLET VASBETON RÉSZÉ + RAKTOR ÉS PRIMERKÖRI RENDSZER		$G_{max}/G_{átl}/G_{min}$, Elemzés a frekvencia tartományban. Nincs korlátozás a csillapításra	Lásd, mint fenn		iteratív eljárással meghatározott frekvencia-független impedancia függvény + modális elemzés
SEGÉDÉPÜLETEK, a szellőzőkémények, dízelépületek, az üzemzavari és hűtővíz szivattyúk, alagutak (x)		$G_{max}/G_{átl}/G_{min}$, iteratív eljárással meghatározott frekvencia-független impedancia függvény + modális elemzés az időtartományban; maximum 15% vízszintes, 30% függőleges modális csillapítás	Lásd, mint fenn	EGYSZ. RÚD- MODELL	Kvázi-statisztikus számítások a részletezéshez és az optimalizáláshoz + bizonyítás teljes körű dinamikai elemzéssel
LEHŰTŐRENDSZER ACÉL SZERKEZETŰ PÓDIUMOK; A LEHŰTŐ- RENDSZER TURBINA- CSARNOKBAN LÉVŐ NAGY BERENDEZÉSEI EGYEDI ALAPOZÁSSAL;		$G_{max}/G_{átl}/G_{min}$, iteratív eljárással meghatározott frekvencia-független impedancia függvény + modális elemzés az időtartományban. Maximum 15% vízszintes, 30% függőleges modális csillapítás	Lásd, mint fenn		Lásd fent

Az épület dinamikai elemzése kardinális kérdés nem csak szerkezet állékonysága szempontjából, hanem azért is, mert az épület dinamikus válasza jelenti az input igénybevételt a technológiai rendszerek földrengésállóságának minősítéséhez. A primerkör dinamikus elemzéseire (hurkok, gőzfejlesztők, stb.) egy kapcsolt modell

készült, amely magába foglalja a reaktorépület vasbetonszerkezetét a primerkör berendezéseivel együtt. Ilyen modell és számítás az indokolatlan konzervativizmustól mentes szeizmikus igénybevételeket adta. A csővezetékek és berendezések elemzése úgyszintén végeselemes módszerrel történt, a felfüggesztés helyére jellemző épület válaszspektrum mint input felhasználásával. Az aktív berendezések (szivattyúk, motorok, armatúrák, stb.) működőképességének értékelése tapasztalati módszerekkel történt. A gépészeti rendszerelemek felülvizsgálata alapvetően a tervezési szabványok alkalmazásával történt Lásd a 4.6.3-2. táblázatot).

4.6.3-2. táblázat: Az értékelési módszerek az ASME és szeizmikus osztályok szerint

ASME Class	1. szeizmikus osztály – működőképesség	2. szeizmikus osztály – szerkezeti integritás, tömörség	3. szeizmikus osztály - a kölcsönhatás szerint
Class 1	Nincs aktív elem ebben a kategóriában	dinamikai elemzés; csatolt épület-primerkör modell, dinamikai számítás az idő vagy frekvencia tartományban, szabványos ellenőrzés	Nincs ilyen elem
Class 2	<i>A nyomáshatároló rész Class 2. A rendszerelem működőképességének minősítése empirikus módszerekkel</i>	dinamikai elemzés vagy konzervatív padlóspektrumokat felhasználó egyszerűsített konzervatív értékelés, optimalizált padlóspektrumok	dinamikai elemzés vagy egyszerűsített konzervatív értékelés; optimalizált padlóspektrumok, CDFM alkalmazható
Class 3	<i>A nyomáshatároló rész Class 3. A rendszerelem működőképességének minősítése empirikus módszerekkel</i>	dinamikai elemzés vagy konzervatív padlóspektrumokat felhasználó egyszerűsített konzervatív értékelés, optimalizált padlóspektrumok, CDFM alkalmazható	dinamikai elemzés vagy egyszerűsített konzervatív értékelés; optimalizált padlóspektrumok, CDFM alkalmazható

A biztonság szerinti differenciálás jó példája a csővezetékek szilárdsági ellenőrzése, amelyet a 4.6.3-3. táblázat mutat. Itt a szabványos ellenőrzés mellett alkalmaztuk a működő atomerőművek minősítésére kifejlesztett CDFM módszert, illetve kisátmérőjű, kis energiájú, vagy nagyátmérőjű, de hideg vezetékekre a hasonlóságon alapuló, egyszerűsített módszert.

4.6.3-3. táblázat: Csővezeték értékelési módszerei

	ÉRTÉKELÉSI MÓDSZER	FELTÉTELEZÉSEK AZ ÉRTÉKELÉSBEN	ÁTALAKÍTÁSOK TERVEZÉSE
reaktor hűtőrendszer	Dinamikai elemzés; csatolt épület + gépész-technológiai rendszer modell	Szabványos tervezési eljárás szerint, nincs duktilitás	Szabvány szerint
nagy energiájú csővezeték a hermetikus téren belül	Dinamikai elemzés	Tervezési eljárás szerint, de duktilitás és valós csillapítás figyelembevételével	Szabvány szerint
nagy energiájú csővezeték a hermetikus téren kívül	Dinamikai elemzés	az ASME szerint, vagy CDFM módszerrel történő értékelés, duktilitás és valós csillapítás;	Szabvány szerint
kisméretű, kisenergiájú csővezeték	Egyszerűsített csővezeték értékelési útmutató (Siemens), analógián, konzervatív, lineáris szilárdsági számításokon alapul, az értékelés a bejárások során történik vagy dinamikai elemzés	tervezési típusú számítás, konzervatív meghatározott szabályok, a duktilitást figyelembe lehet venni	Szabvány szerint
kisátmérőjű vagy hideg, nagyátmérőjű, kisenergiájú csővezeték	Egyszerűsített, Stevenson&Ass. féle értékelési módszer vagy dinamikai elemzés	CDFM típusú számítások, duktilitás és valós csillapítás	Szabvány szerint

Itt figyelembe kellett venni a földrengés-biztonsági és a biztonsági osztályba sorolás kettősségét, sőt a kiválasztott szabvány az ASME BPVC Section III osztályba sorolását is. A szabványalkalmazás problémáját már itt megfelelően kezelni kellett. A gépésztechnológiai rendszer elemek (csővezeték, armatúrák, szivattyúk nyomáshatároló kontúrja, tartályok, hőcserélők) döntő többségét a hatvanas években a szovjet nukleáris iparban használt RTM szabvány és a főkonstruktor tervezési útmutatói szerint tervezték. Ezen szabványok szerinti ellenőrzésre nem volt mód, s értelme sem lett volna, hiszen a

leszállított dokumentáció a méretezés, ellenőrzés szabványai és az elvégzett számítások tekintetében alig adott támpontot. Ebből kiindulva – alapos előtanulmányok után az ASME BPV Section III és az ennek lényegében megfelelő KTA német szabványt tekintettük a szilárdsági ellenőrzés alapjának, úgy, hogy az anyagtulajdonságokat a gyártómű közlése vagy az anyagszabvány szerint vettük. Ez a döntés messzemenő hatással bírt, hiszen épp a biztonságnövelő átalakítások apropóján honosodott meg az ASME BPV Section III használata az atomerőműben, amely aztán az üzemidő hosszabbítás megalapozásához végzett számításoknál is alkalmazást nyert.

4.7. A FÖLDRENGÉS-BIZTONSÁGI MEGERŐSÍTÉSEK

A projekt volumenének illusztrálására valamint annak demonstrálására, hogy a megerősítések koncepciójának meghatározása milyen körülmények között történt, lássunk az alábbiakban néhány jellemző adatot a megerősítésekre.

A könnyen megvalósítható, legsürgősebb megerősítések még egy előzetes felülbecsült földrengés inputra 1994-1995-ben megtörténtek. Ekkor még csak a rendkívül konzervatív 0,35 g szeizmikus input volt ismert, amihez US NRC Regulatory Guide 1.60 szerinti szabványos válaszspektrumot rendelve végeztük el a padlóspektrumok kiszámítását, s ennek alapján a kábeltálcák, a villamos- és irányítástechnikai keretek, szekrények, az akkumulátor telepek rögzítésének ellenőrzését, illetve a galériaépület különböző helyiségeit elválasztó, nem szerkezeti válaszfalak állékonyságának ellenőrzését, illetve mindezen tételek megerősítésének megtervezését és kivitelezését. E megerősítések ráfordításai – egyszerű kivitelüknél fogva – a szeizmikus inputtól nem nagyon függtek, ezért azonnal, még a végleges input meghatározása előtt végrehajthattuk azokat. A megerősítések mennyiségi jellemzőit a 4.7-1. táblázat tartalmazza.

4.7-1. táblázat. A gyorsan megvalósítható megerősítések mennyiségi jellemzői

a tételek száma	5507
gépészeti berendezés	202
villamos berendezés	465
kábelcsatorna	2498
irányítástechnikai szekrények, állványok	2061
tégla falak	281
beépített acélszerkezet	445 t
akkumulátorok cseréje	teljes körű

A volumen láthatóan igen jelentős volt, s ennek felvállalása is az engedélyes Paksi Atomerőmű Rt., illetve a projekt-vezetés döntése volt.

Az ellenőrző számítások azt mutatták, hogy a földrengés-biztonság szempontjából releváns rendszerek esetén leginkább a berendezések, csővezetékek rögzítései lehetnek nem megfelelőek. A megerősítések kiegészítő tartókkal és/vagy viszkózus lengéscsillapítókkal történtek. A megerősítések kivitelezése 1998-ban kezdődött, s 2002. végéig befejeződött. A munkavégzés üzem közben történt, kivéve a szigorúan blokkleálláshoz kötött átalakításokat, illetve az üzem közben nem kiszolgálható területeken végzett munkát. A 4.7-2. táblázat tartalmazza a megerősítések fő mennyiségi jellemzőit.

4.7-2. táblázat. A földrengés-biztonsági megerősítések főbb mennyiségi jellemzői

Minősítés és megerősítés	A beépített mennyiség
A primerkör nagyenergiájú csővezetékei és berendezései	250 megerősítés
A főépületi csarnokok (reaktor, turbina) megerősítése	1360 t acélszerkezet
Tartószerkezetek a reaktorépületben a lokalizációs toronyban	300 t acélszerkezet
A primerkör más csővezetékei és berendezései	760 megerősítés
Biztonsági osztályba sorolt csővezetékek és berendezések a szekunder körben, megerősítések és turbina csarnoki acél tartószerkezetek megerősítése	160 t acélszerkezet
Biztonsági osztályba sorolt csővezetékek a primerkörön kívül	1500 megerősítés
Egyéb osztályba sorolt csővezeték és berendezés	80 megerősítés
A valószínűségi biztonsági elemzés (földrengés PSA) eredményeként meghatározott intézkedések	például a csomópontok megerősítése

A primerkör megerősítési koncepciójának kiválasztásának alapját a már említett dinamikai kísérletek és (Halbritter et al, 1993b; Katona et al, 1994a; Katona et al, 1999) elemzések képezték. A megerősítésre négy változat létezett:

1. Változat (4+0)

- A gőzfejlesztő stabilizálása négy VES100 típusú viszkózus lengéscsillapítóval, kihasználva a gőzfejlesztők alatt lévő szerelő állványt mint kihorgonyzási helyet.

2. Változat (4+1)

- A gőzfejlesztő stabilizálása mint az 1. változatban.
- A fő keringető szivattyú stabilizálása egy VES100 lengéscsillapítóval.

3. Változat (6+1)

- A gőzfejlesztő stabilizálása mint az 1. változatban, de hat lengéscsillapítóval.
- A fő keringető szivattyú stabilizálása egy VES100 lengéscsillapítóval.

4. Változat (8+1)

- A gőzfejlesztő stabilizálása mint az 1. változatban, de nyolc lengéscsillapítóval.
- A fő keringető szivattyú stabilizálása egy VES100 lengéscsillapítóval.

A változatok között szilárdsági és elmozdulásra vonatkozó kritériumok, a kivitelezhetőség és nyilvánvalóan a költségek komplex értékelése alapján választottunk. Szilárdsági kritériumok alapján mindegyik változat megfelelő volt. **A döntés a megvalósítandó változatról a gőzfejlesztőnél fellépő relatív elmozdulások konzervatív felül becslése alapján történt, hiszen a felütközéseket mindenképp ki kellett zárni.** Ennek alapján választottuk a gőzfejlesztőnként nyolc, azaz a szerelőállvány két számolyán négy-négy viszkózus lengéscsillapító beszerelését és a fő keringető szivattyú egy lengéscsillapítóval való megfogását. A primerkör viszkózus lengéscsillapítókkal való megerősítése (lásd a 4.7-1. ábrát) 1998-99-ben megtörtént.



4.7-1. ábra. Viszkózus lengéscsillapítók a gőzfejlesztők alatt

Ez a megerősítés rendkívül kényes, hiszen az üzemmód változások esetén fellépő

hőtágulást minimális mértékben célszerű csak korlátozni. A műszaki megoldás kiválasztásánál figyelembe vettük a szinergiákat a földrengésállóság növelése és más biztonságnövelő intézkedések között, mint például az üzemi rezgéscsökkentés (Katona et al, 1994b; Katona et al, 1994c), amely tapasztalatai alapján döntöttünk úgy, hogy a megerősítéseknel viszkózus csillapítókat kell alkalmazni.

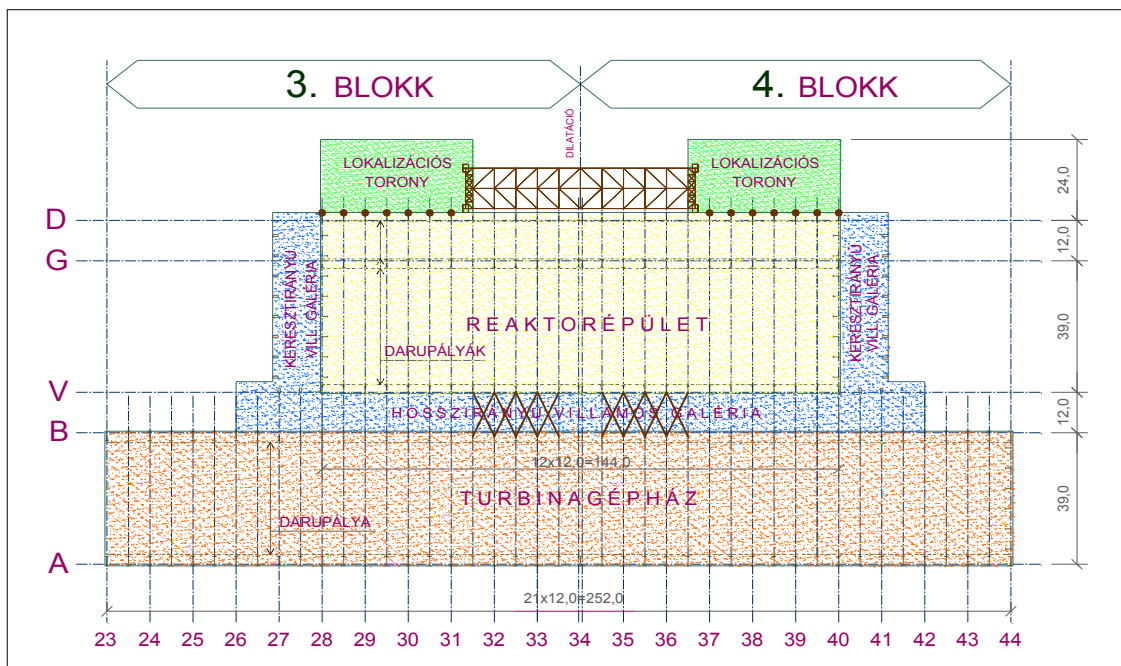
Az üzemi épületek, különösen a főépület vizsgálatáról és megerősítéséről több, részletes beszámoló készült (Katona, Hajmási, 1999; Katona Hajmási, 2000a; Katona, Hajmási, 2000b; Hajmási, Katona, Kovács, 2000; Györgyi, Katona Lenkei, 2002; Katona, 2006). A csarnokok hosszirányú tengelyeiben a megerősítés az ott meglévő függőleges síkú rácsos hosszkötések és féktartók jelentős kiegészítéseként, többlet rácsos merevítések beépítésével történt (lásd 4.7-2. ábrát).



4.7-2. ábra: Hosszirányú megerősítések a reaktorcsarnokban

Keresztirányban a gépház azon szakaszán, ahol a gépház a hosszirányú villamos galéria épületrészéhez, majd azon keresztül a reaktortömbhöz kapcsolódik a keresztirányú, vízszintes erők felvétele a lokalizációs toronyhoz, illetve a lokalizációs

tornyok között utólag elhelyezett külső acél rácsos hídszerkezethez való kikötéssel történik, amelyet a 4.7-3. és a 4.7-4. ábrán láthatunk.



4.7-3. ábra: A keresztirányú megerősítések koncepciója



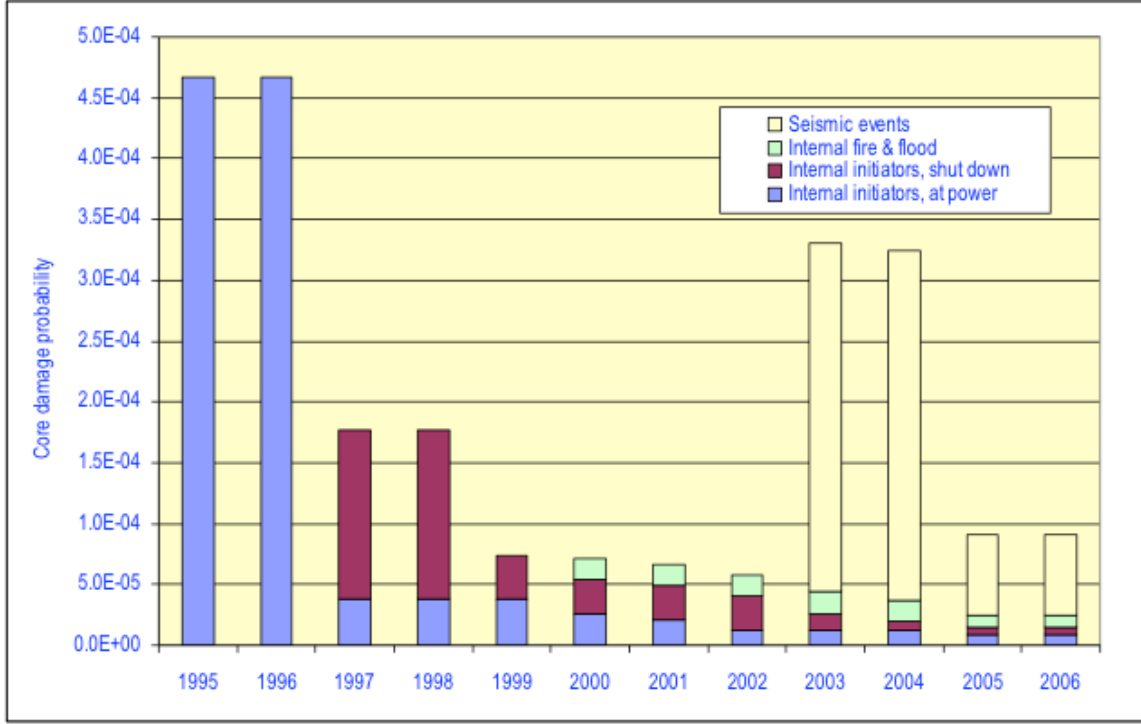
4.7-4. ábra. Hídszerkezet a keresztirányú, vízszintes erők felvételére a lokalizációs tornyok között

4.8. A FÖLDRENGÉS-BIZTONSÁG ÉRTÉKELÉSE

A megerősítések által elért biztonság nem értékelhető és számszerűsíthető önmagában azzal, hogy kijelentjük, minden biztonsági szempontból releváns szerkezet és berendezés a megerősített állapotát tekintve elviseli a maximális méretezési földrengés hatásait, terheit. Az atomerőművek földrengés-biztonságának értékelése a determinisztikus és valószínűségi módszerek alkalmazása esetén egyaránt rendkívül bonyolult. A biztonságot a passzív komponensek és kihorgonyzások tekintetében a tervezés-méretezés, illetve az aktív komponensek esetében a tesztelés-minősítés igazolja, ami a jellemző műszaki és biztonsági tartalékok miatt konzervatív a tervezés alapját képező biztonsági földrengés terhei tekintetében. Egy bonyolult rendszer biztonsága azonban ilyen módon nem értékelhető, hiszen egy földrengés esetén, a determinisztikus felfogásban tökéletesen biztonságosra tervezett rendszerelemek halmazában is véletlenszerűen előfordulhatnak meghibásodások, amelyek a meghibásodott rendszerelemek funkciójától függően, illetve a közös okú, s más egyidejű hibák együttállásával akár zónasérüléshez is vezethetnek. Másfelől, a tervezésnél alkalmazott megfelelőségi kritériumok lényeges tartalékok beépítéséhez vezetnek, amelyek miatt a rendszerelemek sérülése, funkcióvesztése biztosan csak a tervezés során figyelembe vett megrázottságnál jóval nagyobb igénybevételek esetén következik be.

A valószínűségi biztonsági elemzés (PSA) egy olyan eszköz, amely az erőmű földrengés-biztonsági intézkedések végrehajtása után elért biztonság igazolására szolgál, amely végeredményben a földrengés okozta zónaolvadás éves gyakoriságát adja, ezáltal igazolja a földrengés utáni intézkedések helyességét is. A valószínűségi biztonsági elemzés (földrengés PSA) módszertana rendszerszemléletű, számításba veszi a földrengés-veszély, a földrengés által okozott igénybevétel, a sérülés és a funkcióvesztés véletlen természetét épp úgy, mint a tárgyra vonatkozó ismeretek bizonytalanságát. Az eljárás részleteit itt nem mutatjuk be, erre vonatkozóan lásd például az (Kennedy, Ravindra, 1984) és (ANSI, 2003) hivatkozást. Ez a módszer az erőmű kiindulási eseményekre történő választ modellezi hiba- és eseményfák felhasználásával. A módszer paksi alkalmazást például a (Katona, Bareith, 1999) és (Elter J, 2006) mutatják be.

A paksi atomerőműben a 2002-ben befejezett biztonságnövelő program eredményeként a zónaolvadási gyakoriság 10^{-5} /év nagyságrendűre csökkent, s a biztonság szintje ma az azonos korú nyugati blokkoknak megfelel. A földrengés okozta zónaolvadási gyakoriság is 5×10^{-5} /év nagyságrendű, a földrengés PSA nyomán meghatározott kiegészítő megerősítések figyelembevétele esetén (lásd a 4.8-1. ábrát).



4.8-1. ábra: A zónasérülés gyakoriságának változása a biztonságnövelő intézkedések hatására

4.8.1. A FÖLDRENGÉS VALÓSZÍNŰSÉGI BIZTONSÁGI ELEMZÉSÉNEK SAJÁTOSSÁGAI

A lényegét tekintve a zónasérülés gyakoriságának kiszámításához a $\{\langle p_{ij}, f_{ij} \rangle\}$ számpár-halmazt kell kiszámítani, ahol f_{ij} a földrengés által okozott tönkremeneteli állapot gyakorisága,

$$f_{ij} = - \int_0^{\infty} f(a')_i \frac{dH_j}{da} da' \quad (5)$$

a p_{ij} az adott f_{ij} gyakoriság diszkrét valószínűsége $p_{ij} = q_i p_j$. Az $f(a)_i$ az i -ik reprezentációja a sérülés feltételes valószínűségének (sérülékenység) az a maximális szabadfelszíni vízszintes talajgyorsulás függvényében. A q_i az $f(a)_i$ sérülési görbe (sérülékenység) valószínűsége, p_j pedig a H_j veszélyeztetettségi görbéé. A dH_j/da

az a maximális vízszintes gyorsulásértékkel meghatározott földrengés-igénybevétel valószínűségi sűrűség függvénye a j-ik veszélyeztetettség görbe szerint.

A földrengés PSA eredmények azt mutatják, hogy az elemzés eredményét jelentős bizonytalanságok terhelik úgy a földrengés veszély, mint az erőmű sérülékenysége leírásából eredően. A szabványos földrengés PSA módszer szerint a sérülékenység meghatározása a tervezési információ és a berendezés-minősítés alapján, tapasztalati úton történik. Egy kiválasztott rendszerelem lehetséges sérülési módjait, minden sérülési módra a medián teherbírást meg kell határozni a tönkremenetel elemzésével, figyelembe véve a sérülés sajátos kritériumait, az üzemi körülményeket, az anyag eloregedését, stb. A földrengés PSA gyakorlatában generikus sérülési görbéket, szűrési eljárásokat és célszerű egyszerűsítéseket kell alkalmazni a rendszerek, rendszerelemek és a sérülési módok sokasága miatt, ami egyaránt igényel komoly rendszertechnikai ismereteket, mérnökszeizmológiai, szerkezetelemzési tapasztalatot. A módszertan validálásának lehetősége korlátozott, erőmű-szintű empirikus evidenciákat csak a nagy földrengések szolgáltatnak, de itt is a rengés csak egy realizációja egy véletlen esemény-halmaznak.

A gyakorlati példák azt mutatják, hogy ahol földrengés PSA-t készítettek, ott – több esetben – a földrengés lett a zónasérülés meghatározó oka; hozzájárulása a zónasérüléshez domináns, például (Richner, Tinic, Ravindra, 2008). Másfelől, tapasztalati tény, hogy az atomerőműveket ért nagy földrengések nem okoztak károkat a nukleáris előírások és szabványok szerint tervezett szerkezetekben és komponensekben (lásd az Onagawa Atomerőmű esetét 2005-ben, a Shika és a Kashiwazaki-Kariwa Atomerőmű esetét 2007-ben és a Hamaoka Atomerőműét 2009-ben). Általános tapasztalat az is, hogy a maximális vízszintes szabadfelszíni gyorsulás értéke (PGA) nem jól korrelál a kár mértékével.

A fentiekben exponált sajátos helyzet sérülési valószínűséggel összefüggő aspektusait tekintve elmondhatjuk, hogy a sérülési görbe (a sérülés feltételes valószínűsége) meghatározásánál a szerkezet valódi robusztusságát alábecsüljük a bizonytalanságok miatt. Az (5) egyenletben az erőmű sérülékenysége bizonytalanságát a különböző valószínűséggel előforduló sérülési szekvenciákhoz és végállapotokhoz tartozó sérülési görbék halmazával reprezentáljuk. Ennek gyökerénél – a hiba- és eseményfákkal való modellezés kiindulási pontjánál – a komponens egyedi sérülékenysége, sérülési módjai vannak.

A sérülékenységet véletlen tényezők szorzataként modellezve lognormális eloszlással írják le. A lognormális eloszlás annak következménye, hogy a komponens C teherviselő képességét, kapacitását a medián kapacitás C_m , és/vagy a biztonsági földrengésre (SSE) betervezett kapacitás, C_{SSE} , illetve a bizonytalanságot jellemző tényezők X_i szorzataként képzeljük el:

$$C = C_m \prod_{i=1}^n X_i = k C_{SSE} \prod_{i=1}^n X_i \quad (6)$$

ahol $k = C_m / C_{SSE}$. A centrális határeloszlás tétel szerint a szorzat eloszlásfüggvénye lognormális, függetlenül attól, milyen az egyes tényezők eloszlása. Végeredményben a kapacitás így leírható, mint a medián kapacitás és két véletlen változó szorzata:

$$C = C_m \varepsilon_R \varepsilon_U \quad (7)$$

ahol ε_R egy β_R szórású, egységnyi várható értékű lognormális eloszlású véletlen változó, amely a dolgok véletlen természetét, az ε_U pedig egy β_U szórású, egységnyi várható értékű lognormális eloszlású véletlen változó, amely az ismereteink hiányos voltát jellemzi (lásd Katona, 2010b; Katona, 2010c).

A földrengés PSA gyakorlatában generikus sérülési görbéket, szűrési eljárásokat és célszerű egyszerűsítéseket kell alkalmazni a rendszerek, rendszerelemek és a sérülési módok sokasága miatt, ami egyaránt igényel komoly rendszertechnikai ismereteket, mérnökszeizmológiai, szerkezetelemzési tapasztalatot. A módszertan validálásának lehetősége korlátozott, erőmű-szintű empirikus evidenciákat csak a nagy földrengések szolgáltatnak, de itt is a rengés csak egy realizációja egy véletlen esemény-halmaznak. A leginkább megbízható validálási mód a rázóasztalos kísérlet. A kísérletek során azonban a feltételezhető földrengés válaszspektrumok valamilyen burkolóját alkalmazzák, s ehhez képest egy válaszspektrum realizáció nem feltétlenül okoz tönkremenetet.

Az új harmadik generációs atomerőművek esetében a zónasérülés gyakorisága igen alacsony ($10^{-5} \div 10^{-6}$ /év). Ebben a környezetben a földrengés PSA eredményei még inkább dominálnak, ha a földrengés PSA módszertana és empirikus megalapozása a jelenlegi szinten marad. A NAÜg keretében mind a veszélyeztetettség, mind pedig a sérülékenység területén új kutatási tevékenység folyik, amit épp az Onagawa és a Kashiwazaki-Kariwa erőművek esete és a probléma általános jellegének felismerése inspirál.

E nemzetközi kutatási tevékenységhez csatlakozva három kérdést vizsgáltam meg:

1. Hogyan lehetne a kumulált abszolút sebesség függvényében meghatározni a sérülés feltételes valószínűségét?
2. Miként interpretálható a kumulált abszolút sebesség (lásd a (4) egyenletet) a földrengés által okozott kár mértékével, s milyen típusú tönkremenetellel?
3. Hogyan lehetne alkalmazni a bizonytalanságok leírására az intervallum valószínűség-elmélet, a p-doboz elmélet technikáit?

Az alábbi megfontolásokat a (Katona, 2010b), Katona (2010c) közleményekben publikáltuk.

4.8.2. A SÉRÜLÉKENYSÉG A KUMULÁLT ABSZOLÚT SEBESSÉG FÜGGVÉNYÉBEN

A C_{SSE} , azaz a maximális vízszintes szabadfelszíni gyorsulás (PGA) függvényében kifejezett kapacitás – a tervezés természeténél fogva – azt a bizonyosságot nyújtja, hogy nagy megbízhatósággal állíthatjuk, a tervezési alapba tartozó földrengés-teher esetén a sérülés valószínűsége igen kicsi. A működő atomerőművek földrengésállóságának értékelésére bevezetett HCLPF kapacitás (lásd az (1) egyenletet) kifejezetten így értelmezhető.

A szerkezetek, szerelemek sérülése, funkcióvesztése egy valós földrengés esetén függ egyfelől az igénybevételtől, azaz a PGA-tól, az erős rengések időtartamától, a talajgyorsulás spektrumától, másfelől pedig a szerkezet teherviselő képességétől, dinamikus válaszátlól. Az EPRI (1988) vizsgálatok azt igazolták, hogy a kumulált abszolút sebesség (CAV) jobban korreláltható a sérüléssel, mint a PGA. Az említett EPRI vizsgálatból határozták meg a folyamatos üzem fenntartásának feltételét, azaz a sérülésmentesség határát jelentő CAV értéket.

A jelenlegi kutatások tárgya a nukleáris szabványok szerint tervezett szerkezetek sérülését jelző kárindikátor (CAV, empirikus skálák) meghatározása. Az egyik fő problémát az okozza, hogy a CAV változékonysága egy adott PGA érték mellett igen nagy lehet, ami függ a PGA-tól magától, az erős rengés időtartamától T , a talajmozgás spektrális összetételétől.

Fentiek figyelembevételével célszerű megvizsgálni, hogyan vezethető be egy olyan integrális kárjellemező, mint a CAV a földrengés PSA módszertanába.

A CAV mint kárindikátor bonyolult függése a rengés jellemzőitől azt jelzi, hogy – a

sérülés/funkcióvesztés valószínűsége P_{fail} egy $\bar{\mathbf{X}} = (x_1, x_2, \dots)$ random terhelési vektortól, mintsem egyetlen paramétertől függ, azaz a teher x_i véletlen jellemzőkkel írható le, úgymint maximális vízszintes szabadfelszíni gyorsulás, az erős talajmozgások időtartama, a gyorsulás frekvenciatartalma, stb. Összességében az x_i azonosít minden a talajmozgásra jellemző, s a tönkremenetelt befolyásoló tényezőt. Jó lenne, ha a random vektort helyettesíthetnénk CAV-val, mint egy $x \geq 0$ nem negatív terhelési paraméterrel, s így az (5) egyenletet egyszerűbben felírhatnánk, mint

$$P_{fail} = \int_0^{\infty} h(x) P(x) dx \quad (8)$$

ahol $h(x)$ a veszélyeztetettség, $P(x)$ pedig a sérülékenységi függvény.

Feltesszük, ha a tönkremenetel bekövetkezik $CAV=x$ esetén, akkor bekövetkezik minden esetben, ha $CAV > x$. Ebben az esetben a feltételes valószínűség eloszlási függvény $P(x)$ megegyezik a sérülési paraméter λ kumulált eloszlási függvényével, ahol λ az a legkisebb teher, ami a szerkezet sérülését okozza, tehát

$$P(x) = \text{Prob}(\lambda \leq x). \quad (9)$$

A (13) egyenletből kiszámíthatjuk az átlagos sérülési paramétert, azaz a sérülést jelző átlagos CAV értéket:

$$\bar{\lambda} = \int_0^{\infty} x' \frac{dP(x)}{dx} dx' \quad (10)$$

amit kárindikátorként értelmezhetünk. Másképpen, a CAV akkor és úgy használható fel a sérülési valószínűség leírására, ha empirikusan meghatározzuk $\bar{\lambda}$ értékét földrengés-károk kiértékelése és tesztek alapján minden szerkezet típusra és sérülési módra.

Az, hogy a sérülékenységet a CAV, mint egyetlen független változó függvényeként adjuk meg, javíthatja a sérülékenység meghatározásának egyértelműségét a PGA-ra alapozott leírással szemben, de nem csökkenti az empirikus igazolás munkaigényét. A fenti vázolt elvi alapokon van esély az egyparaméteres sérülési görbék előállítására, ahol a földrengés-teher komplexitását CAV írja le, de a CAV akkor és úgy használható fel a sérülési valószínűség leírására, ha empirikusan meghatározzuk $\bar{\lambda}$ értékét földrengés-károk kiértékelése és tesztek alapján minden szerkezet típusra és sérülési módra.

4.8.3. A KUMULÁLT ABSZOLÚT SEBESSÉG FIZIKAI TARTALMÁNAK INTERPRETÁCIÓJA

A jelenlegi kutatások tárgya a nukleáris szabványok szerint tervezett szerkezetek sérülését jelző kárindikátor (CAV, empirikus skálák) meghatározása. Ez lehetne a kumulált abszolút sebesség is. Az egyik fő problémát az okozza, hogy a CAV változékonysága egy adott PGA érték mellett igen nagy lehet, ami függ a PGA-tól magától, az erős rengés időtartamától T , a talajmozgás spektrális összetételétől.

A tervezés alapját képező válaszspektrumhoz hozzárendelhetők CAV értékek mesterséges gyorsulás-időfüggvények szokásos módon történő generálásával, majd azok abszolút értékének integrálásával. Belátható, hogy rögzített válaszspektrum mellett is a CAV tág tartományban mozoghat, hiszen az integrálási időt a válaszspektrummal nem rögzítjük, sőt a jelteljesítményt sem.

A PGA és a CAV közötti bonyolult kapcsolat épp azt mutatja, hogy miért nem lehet pontos ítéletet mondani a konkrét földrengés hatására bekövetkező szerkezeti válaszról, igénybevételekről és sérülésről a PGA-ra és adott válaszspektrumra történő tervezési információ alapján.

Mindezt bemutattuk (Katona, 2010b) közleményben.

A (4) egyenletből könnyen belátható, hogy a CAV függ a PGA-tól magától, az erős rengés időtartamától T , a talajmozgás spektrális összetételétől. Célszerű lenne, ha ezeket az összefüggéseket explicit módon megjelenítenénk.

Ennek érdekében vizsgáljuk meg a (4) egyenletet. Az integrálás középérték-tétele alapján a (4) egyenletet közelítőleg felírhatjuk az alábbi formában:

$$CAV = \int_0^T |a(t)| dt \cong T * E\{|a(t)|\} \quad (11)$$

Ebben a felfogásban a CAV akár úgy is tekinthető, mint két véletlen változó függvénye. Itt eltekintünk a két változó függőségétől, amely minőségi megfontolások alapján evidens, de igen nehezen kvantifikálható.

Tételezzük fel, hogy az $a(t)$ egy normál, stacionárius véletlen folyamat, amely várható értéke zérus, sűrűségfüggvénye $f_a(a)$ autokorrelációs függvénye pedig $R(\tau)$. Bár $a(t)$ általánosságban és szigorúan véve nem stacionárius folyamat, de a stacionaritás feltételezése nem zavarja eljárásunkat, mivel az az instacionárius esetre is levezethető, ám a kvalitatív tartalmat némileg elfedő írásmóddal. Ha a (11) egyenletben a gyorsulás egy

normál folyamat, az abszolút érték egy nem normál folyamat, amelynek várható értéke

$$E\{|a(t)|\} = \int_{-\infty}^{\infty} |a| f_a(a) da = \sqrt{\frac{2}{\pi}} R(0) \quad (12)$$

ahol $R(0)$ az $a(t)$ autokorrelációs függvényének értéke $\tau=0$ –nál, amit felírhatunk az autospektrum segítségével mint

$$R(0) = \frac{1}{2\pi} \int_{-\infty}^{\infty} S_{aa}(\omega) d\omega, \quad (13)$$

ahol $S_{aa}(\omega)$ a földrengés talajgyorsulás autóspektrumára (power spectral density – PSD).

Az egyszerűség kedvéért, s tekintettel arra, hogy a célunk a CAV értelmezése és nem konkrét numerikus eredmény meghatározása, azt tételezzük fel, hogy $a(t)$ egy ideális sávkorlátos folyamat, azaz legyen a folyamat autospektruma az alábbi:

$$S_{aa}(\omega) = \begin{cases} S_0 & \text{if } \omega_1 \leq \omega \leq \omega_2 \\ 0 & \text{másutt} \end{cases} \quad (14)$$

A feltételezést alátámasztja a NUREG/CR-3509 dokumentum.

Fentieket alapján a CAV felírható úgy, hogy az a fizikai tartalom értelmezését segítse:

$$CAV = T \sqrt{\frac{1}{\pi^2} \omega_c \frac{2S_0 \Delta\omega}{\omega_c}} = \frac{2N}{\omega_c} \sqrt{\frac{2S_0 \Delta\omega}{\omega_c}}, \quad (15)$$

$$T\omega_c = 2\pi N$$

ahol a $\Delta\omega$ sáv szélesség és ω_c a középfrekvencia. N nem más, mint a terhelési ciklusok száma az ω_c középfrekvencián a T erős rengés időtartama alatt.

Itt még figyelembe vehetjük hogy az $a(t)$ sávkorlátos, így szinusz-függvények sorozatával közelíthető. Erős egyszerűsítéssel élve egyetlen gerjesztő szinusz-függvényt vehetünk, s így

$$CAV = \frac{1}{\pi} T A_c = 2 \frac{1}{\omega_c} N A_c. \quad (16)$$

A földrengés által kiváltott talajmozgás szabadfelszíni kumulált abszolút sebességének fentiekben elvégzett kibontása alapján megállapíthatjuk a következőket:

A CAV arányos az erős rengések időtartamával T és az $a(t)$ gyorsulás-időfüggvény „átlagos energiájával” (RMS értékével), ami egy triviális következtetés.

Kézenfekvő fizikai oka van annak, hogy a CAV azért „jó” kár-indikátor, mert a

sérülést okozó igénybevétel természetét, mint például az alternáló teher ciklusainak számát, és azt ezt kiváltó talajmozgás amplitúdóját. Ezért a CAV jól korreláltható a fáradás-típusú tönkremenetellel. Ezt az összefüggést a fenti levezetés, s a (16) egyenlet megmutatta.

A CAV fordítva arányos a gerjesztés közép-frekvenciájával. A rengés középfrekvenciájának növekedésével – minden egyéb ettől független körülményt változtatlanul hagyva – csökken a CAV értéke és csökken a kár valószínűsége is, hiszen a szerkezetek jellemző sajátfrekvenciái döntően a 2–20Hz között vannak.

A CAV frekvencia függésének értelmezésénél további megfontolások tehetők, hiszen a kár valószínűsége egyaránt függ attól, hogy a szerkezet maximális feszültség-amplitúdót jelentő választ a gerjesztés frekvencia-tartalma és a szerkezet sajátfrekvenciái egyaránt meghatározzák (lásd Katona, 2011a). További korrelációk mutathatók ki, s vannak megjelenés alatt a CAV és a fáradás jellemzői között, a fáradás frekvencia-tartományban leíró elméletek alapján (Katona, 2011b).

4.8.4. LEHETŐSÉGEK A SÉRÜLÉKENYSÉG LEÍRÁSÁRA ÉS BIZONYTALANSÁGÁNAK KEZELÉSÉRE

A gyakorlatban az (5) egyenletben szereplő $\{\langle p_j, H_j \rangle\}$ és $\{\langle q_i, f_i \rangle\}$ véletlen sokaságok sokaságok helyett egy-egy veszélyeztetettség, illetve sérülési görbe reprezentánssal számolnak. Ezt a számítást a bizonytalanságok értékelésével egészítik ki. További gyakorlati egyszerűsítést jelent a veszélyeztetettség szakaszosan állandó függvénnyel való leírása (lásd például Elter, 2006), ami maga után vonja a sérülékenység ilyen leképezését is.

Ehelyett, de épp a fentiek által inspirálva a $\{\langle p_j, H_j \rangle\}$ és $\{\langle q_i, f_i \rangle\}$ véletlen sokaságok sokaságokat az intervallum vagy a p-doboz elmélet alapján is lehet kezelni, ahogy a (Katona, 2010b) és (Katona, 2010c) közleményben megmutattam. Helyettesítsük például a sérülési görbe sokaságot jobb és baloldali eloszlásfüggvényekkel az alábbiak szerint:

$$\{\langle q_i, f_i \rangle\} \rightarrow [\bar{F}(x), \underline{F}(x)] , \quad (17)$$

ahol $[\bar{F}(x), \underline{F}(x)]$ egy bal $\bar{F}(x)$ és egy $\underline{F}(x)$ jobboldali eloszlásfüggvénnyel

meghatározott doboz, ahol $\underline{F}(x) \leq \bar{F}(x)$. Az $[\bar{F}(x); \underline{F}(x)]$ az x véletlen változó $F(x)$ eloszlását meghatározó p-doboz, amely eloszlásról csak annyit tudunk, hogy a dobozon belül van, $\underline{F}(x) \leq F(x) \leq \bar{F}(x)$.

A p-doboz alkalmazásának legkézenfekvőbb esete a szerkezetek robusztussága szerinti szűrés, miután az azonos típusú és sérülékenységgű rendszerelemeket a modellben egy csoportként kezelhetjük. A robusztus rendszerelemek sérülékenységét is leírhatjuk egy p-dobozzal, amelynek $\underline{x}$, ennél kisebb értéknél nincs sérülés, a felső pedig $\bar{x}$, amely fölött azonban a sérülés bizonyos (az x lehet PGA vagy más kárindikátor).

A valószínűségi határokat ki tudjuk számolni, ha van valamilyen feltételezésünk az eloszlásra. ebben az esetben az eloszlás paramétereire kell alsó és felső becslést tenni. Legyen az eloszlásunk L lognormális, μ várható értékkel és σ szórással. Az L eloszlás alsó és felső határai

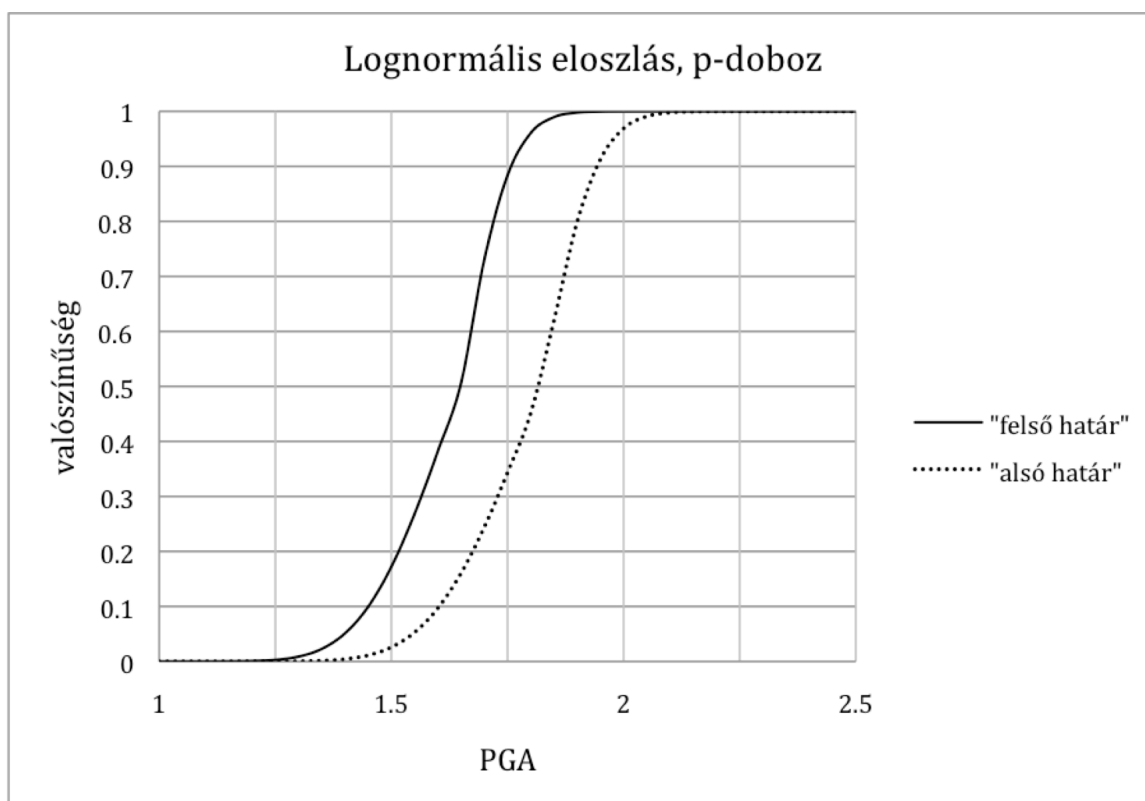
$$\begin{aligned} d(p) &= \max_{\alpha} L_{\alpha}^{-1}(p), \\ u(p) &= \min_{\alpha} L_{\alpha}^{-1}(p), \end{aligned} \tag{18}$$

ahol $\alpha \in \{(\mu, \sigma) | \mu \in [\mu_1, \mu_2], \sigma \in [\sigma_1, \sigma_2]\}$, ahogy azt a 4.8.4-1 ábrán szemléltetjük.

A sérülékenység ilyen reprezentációjának akkor van előnye, ha egy rendszerelem adott sérülési módjáról kevés információ áll rendelkezésre, vagy ha a rendszerelem lehetséges meghibásodási formáit illetően sem lehetünk bizonyosak. Ugyanez a módszer alkalmazható a veszélyeztetettség leírásánál is.

Megmutattuk annak lehetőségét, hogy a sérülékenységet a CAV, mint egyetlen független változó függvényeként adjuk meg. Ez javíthatja a sérülékenység meghatározásának egyértelműségét a PGA-ra alapozott leírással szemben, de nem csökkenti az empirikus igazolás munkaigényét.

A vázolt elvi alapokon van esély az egyparaméteres sérülési görbék előállítására, ahol a földrengés-teher komplexitását egy paraméter írja le.



4.8.4-1. ábra: Lognormális eloszlás p-doboza

Megmutattuk, ha nem is a teljesség igényével, hanem gondolatébresztő példákkal, hogy a földrengés PSA gyakorlati végrehajtásában ma is meglévő számos praktikus elem implikálja a sérülékenységi intervallumos vagy p-dobozos reprezentációját. Ennek különösen akkor lehet előnye, ha a sérülésre vonatkozó empirikus információ elégtelen a sérülékenységi leírására és a sérülékenységi alsó és felső határát lehet becsülni, igénybe véve a szakértői becslések értékelésére vonatkozó korszerű eljárásokat.

4.9. A KUTATÁSOK EREDMÉNYEINEK NEMZETKÖZI HASZNOSULÁSA

A nemzetközi szakmai közösség az egész atomerőművet gerjesztő robbantásos kísérleteinket azzal ismerte el, hogy a NAÜ, a VVER típusú atomerőművek földrengésbiztonsága tárgyában folyó, tizenöt ország részvételével folyó, koordinált kutatási programjában a hazai vizsgálatokat megismételte a paksi atomerőműben (NAÜ, 2000). A nemzetközi részvétellel, s a hazai mérésekhez képest jobb technikai felszereltséggel megismételt vizsgálatok megerősítették az általunk végzett robbantásos vizsgálat eredményeit és következtetéseit. A paksi atomerőműben végzett vizsgálatok – beleértve az üzemzavari zónahűtő rendszer tartályának vizsgálatát is (lásd Katona, 1997b) – adták a VVER-440/213 típus referencia-adatait a többi VVER-440/213 típusú erőmű, mint például a Bochunicei V2, felülvizsgálatához (IAEA, 1999, p. 82).

A hazai tudományos program részét képezte az OECD Nuclear Energy Agency (NEA) tárgyi programjainak is, amit jeleznek a (Katona, 2001b) és a (Tóth, Györgyi, Katona, 2008) megjelenések a NEA rendezvények keretében.

A NAÜ missziók, illetve személyes szerzői közreműködésem révén paksi atomerőmű földrengés-biztonsági projektjének tudományos redményei és tapasztalatai hasznosultak a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség tárgyra vonatkozó előírásainak kidolgozásánál lásd például a IAEA-TECDOC-724, IAEA-TECDOC-1176, IAEA Safety Reports Series No. 28 dokumentumokat (NAÜ, 1993; NAÜ, 2000; NAÜ, 2003b). Ezek előfutárai voltak a NAÜ működő atomerőművek felülvizsgálata és újraminősítése tárgyában kiadott NS-G-2.13 sorszámú biztonsági útmutatójának (NAÜ, 2009a).

4.10.A KUTATÓ MUNKA ÚJ TERÜLETEI

Napjainkban mind az atomerőműveket ért nagy földrengések, mind pedig az új atomerőmű építési projektek miatt a földrengés-biztonság értékelése fontos szerepet kapott. A működő erőművek esetében a földrengés-biztonság adekvát értékelésével lerövidíthető az események utáni kényszerű üzemszünet. Az új atomerőművek tervezésénél pedig a földrengés-biztonság helyes értékelésének figyelembevételével a kezdeti eseményekre kiegyenlített konstrukció alakítható ki.

A jelenlegi kutatások egyfelől fundamentális jellegűek, szolgálják a földrengés-veszély értékelésének fejlesztését, valamint az erőmű válaszának modellezését és a sérülékenység leírását, az erőmű földrengés utáni állapotának értékeléséhez a megfelelő kár-indikátor meghatározását (Katona, 2010b; Katona, 2010c). Ezen a területen az újabb vizsgálatok eredményei, amelyek elsősorban a fáradásos tönkremeneteli mód kár-indikátorának meghatározására és a rengés utáni állapot gyors értékelésére vonatkoznak, már megjelenés előtt vannak (Katona, 2011a), (Katona 2011b).

A működő atomerőműveket ért nagy rengések tapasztalatai nemzetközi téren is új kutatás-fejlesztési témák megfogalmazásához vezettek elsősorban a földrengés-biztonság valószínűségi módszerrel történő elemzése, a földrengésre való felkészülés, a földrengés utáni állapot értékelése terén. Ez a központi kérdése a NAÜ által szervezett nemzetközi kutatási kooperációnak (International Seismic Safety Center - ISSC) is (lásd <http://www-ns.iaea.org/tech-areas/seismic-safety/default.asp?s=2&l=13>).

5. AZ ÜZEMIDŐ HOSSZABBÍTÁS MEGALAPOZÁSA

5.1. AZ ÜZEMIDŐ HOSSZABBÍTÁS KEZDEMÉNYEZÉSE ÉS ELŐKÉSZÍTÉSE

1997-2000-ben a Paksi Atomerőmű Zrt. két fő cél megvalósításának előkészítését határozta el: a teljesítmény növelését és az üzemidő meghosszabbítását (Katona, 2002; Bajsz, Katona 2002). Ezt a lépést a nemzetközi tendenciák és az iparág egyébként korlátos fejlesztési esélyei inspirálták, és a paksi atomerőmű műszaki sajátosságainak, állapotának értékelése alapozta meg (Katona, Bajsz 1992; Katona, 1999; Katona, Kovács, Rátkai, 2000).

Az üzemidő hosszabbítás elvi lehetőségét a VVER típusra vonatkozóan a szakirodalomban elsőként vetettem fel (Katona, Bajsz, 1992) a biztonságnövelés és az atomerőmű műszaki állapota közötti szinergia hosszú távú hatásainak értékelése, mérlegelése alapján.

Az atomerőmű tervezett üzemideje harminc év, ami az egyes blokkokat tekintve 2012 és 2017 között jár le, s egyben ez korlátozza a blokkok üzemeltetési engedélyének érvényességét, amely megújítható, kiterjeszthető, ha az atomerőmű biztonsága – az újraengedélyezés keretében és szabályai szerint – igazolható a meghosszabbított üzemidőre is.

Az 1998-2000-ben, közreműködésemmel készült komplex megvalósíthatósági tanulmány bemutatta, hogy az atomerőmű üzemideje húsz évvel meghosszabbítható (Katona et al, 2001a, Katona et al, 2001b). Ezzel elkezdődött az a szisztematikus műszaki-tudományos munka, amely szükséges az üzemeltetési engedély – az eredetileg tervezett üzemidőn túl még húsz évre történő – megújításához.

2000-2003 között egy, a vezetésemmel működő stratégiai előkészítő projekt keretében, kidolgoztam a teljesítmény növelésének és az üzemidő meghosszabbításának részletes projekt-tervét, amely – mérlegelve a megvalósíthatósági tanulmányok által feltárt lehetőségeket – már csak a célszerű intézkedéseket, s azok megvalósításának módját, feltételeit határozta meg (Katona, 2002a; Katona, 2002b).

Ennek alapján 2003 márciusában döntött a Paksi Atomerőmű Zrt. Közgyűlése az üzemidő hosszabbítási és a teljesítménynövelési projektek végrehajtásáról.

A projekt-terv meghatározta az üzemidő hosszabbítás előkészítésének feladatait, biztosította azok adekvát voltát és teljességét, s a vállalkozásba adott feladatok tartalmi és

módszertani illeszkedését. Természetesen az eltelt hét év alatt a projekt-tervet többször is aktualizálni kellett, de a feladatok meghatározása általánosan érvényben maradt.

A projekt eddigi eredményei a következők:

- Az üzemidő hosszabbítás környezetvédelmi engedélyt kapott 2006-ban (Elter, Katona, Pécsi, 2007).
- A terv végrehajtásával jutott el a projekt az Üzemidő Hosszabbítás Programja kidolgozásához 2008-ban.
- A nukleáris biztonsági engedélyezési folyamat első lépéseként a hatóság jóváhagyta az Üzemidő Hosszabbítás Programját és elrendelte a végrehajtását.

Jelenleg az Üzemidő Hosszabbítás Programjának végrehajtásával készül a paksi atomerőmű üzemidő hosszabbítását megalapozó dokumentum, amely 2011-ben az 1. blokk üzemidő hosszabbításának engedély-kérelmét fogja alátámasztani.

Az üzemidő hosszabbítás nyilvánvalóan a Paksi Atomerőmű Zrt. érdeke és a Társaság engedélyesként felel a megvalósításáért, bevonva és működtetve a kompetens hazai tudományos kapacitásokat és a részfeladatokat végrehajtó vállalkozásokat.

Az üzemidő hosszabbítási projekt a paksi atomerőmű történetének legnagyobb jelentőségű és gazdasági eredményű projektje, amely nemzetközi összehasonlításban is úttörő jellegű, nem az elsőség okán, hanem a paksi VVER-440/V213 típusú atomerőmű üzemidejének meghosszabbítását szolgáló megalapozó munkák volumene és teljessége tekintetében (Katona et al, 2009).

A paksi atomerőmű üzemidejének meghosszabbítása, illetve az üzemeltetési engedély és annak megújításához szükséges megalapozó munkák rendkívül összetettek, az előkészítés nem csak bonyolult, hanem időigényes folyamat is. A stratégiai kezdeményezéstől (1999), illetve a megvalósíthatósági vizsgálatától (2000) az 1. blokk üzemeltetési engedélykérelmének benyújtásáig (2011) tizenegy év telik el. Az időtáv még hosszabb, ha azt az elvi felvetéstől (1992) az engedélyezésig (2011) számoljuk.

5.2. AZ ÜZEMIDŐ HOSSZABBÍTÁS LÉNYEGE

Az atomerőmű teljes élettartama az ipari létesítmények élettartamához képest igen hosszú. Műszaki-biztonsági értelemben az atomerőmű életszakaszai a projekt előkészítés, tervezés, létesítés, üzembe helyezés, üzemeltetés, leállítási, felkészülés a leszerelésre és a leszerelés, ami szinte egy évszázadot átfog. Ebben a fogalomkörben két műszaki

értelemben vett időintervallum párnak van különös jelentősége: a tervező által meghatározott, tervezett üzemidőnek, illetve tervezési élettartamnak, valamint a tényleges üzemidőnek és élettartamnak. A tervezési élettartamot a tervező szabvány szerinti anyagtulajdonságok, feltételezett üzemállapotok és körülmények, üzemállapot-változások, és az ebből eredő igénybevételek, s az ezáltal okozott romlási/öregedési folyamatok, s következményeik alapján állapítja meg. A tervezett üzemidő az az időtartam, amelyre a biztonságos üzemeltethetőséget a létesítmény biztonsági jelentésében rögzítettek igazolják. A tervezett üzemidő általában 30 vagy 40 év, míg az új erőművek esetében már 60 év, ami kisebb vagy egyenlő, mint a tervezési élettartam.

Lehet egy jogi értelemben vett időintervallum is, ami az üzemeltetési engedély érvényességét korlátozza. Vannak országok, ahol az üzemeltetési engedély időben nem korlátozott. Ezekben a tervezési üzemidő egy műszaki adat csupán, s az üzemelés feltétele a rendszeres időszakos műszaki felülvizsgálatok végrehajtása és annak pozitív kimenetele. Vannak országok (USA, Oroszország, Magyarország), ahol az üzemeltetési engedély határozott időre szól, amelyet vagy jogi értelemben (USA) vagy a tervezett élettartam alapján (Magyarország) kötnek lejáratí időhöz. Itt is lehet szerepe az időszakos műszaki-biztonsági felülvizsgálatnak, mint ahogy ez Magyarországon előírt, de a tervezett üzemidőn túli üzemeltetéshez formális újraengedélyezés szükséges.

Gazdasági, üzleti okból is lehet korlátozni az atomerőmű üzemidejét: Egyfelől, ha a cserék, felújítások költségei a továbbüzemelést irracionálissá tennék, másfelől, ha idő haladtával, az öregedés miatt a rendelkezésre állás romlana. A tapasztalat azt mutatja, hogy az atomerőművek rendelkezésre állása magas, s gyakorlatilag időben állandó, s az öregedés ellenére magasabb, mint a konkurens technológiáké.

Az atomerőmű műszaki állapotát tekintve soha sem lehet „leírt” állapotban. Az atomerőműnek a biztonság okán mintegy kortalannak kell lennie. Ez azt jelenti, hogy a biztonsági relevanciájú rendszerek teljes értékű működőképességét az atomerőmű üzemidejének utolsó pillanatában is biztosítani kell. Ez megadja az üzemben tartás lehetőségét mindaddig, amíg a üzemelés műszaki-gazdasági értelemben ésszerű ráfordításokkal fenntartható, s a piaci pozíció megtartható.

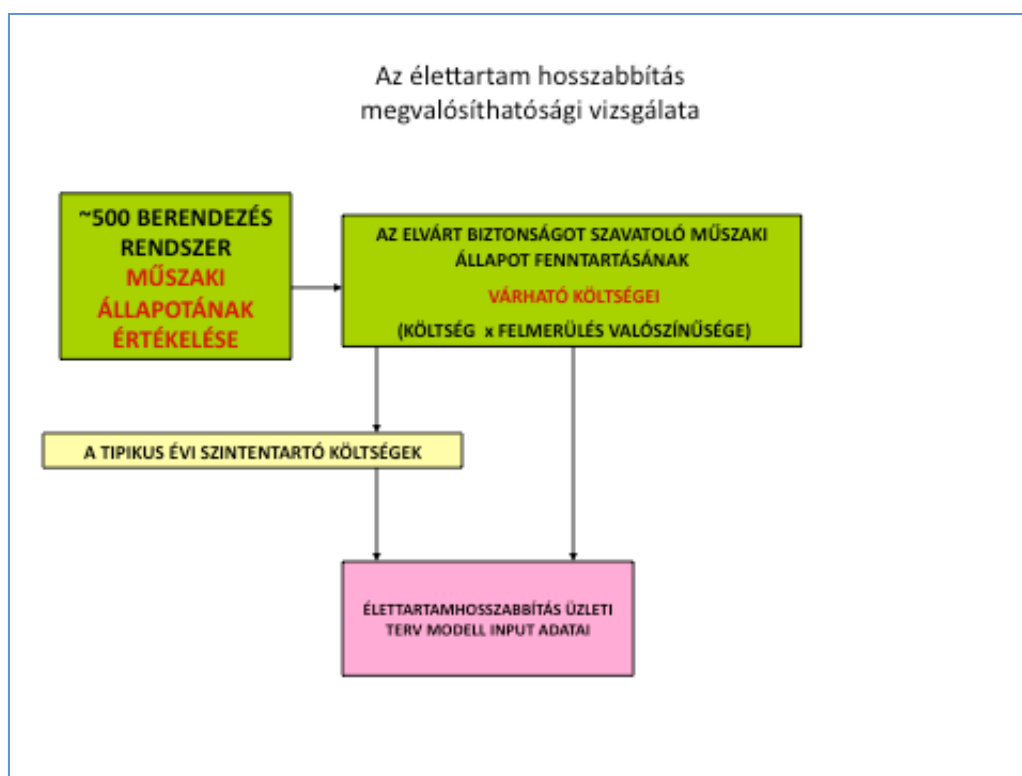
Nyilvánvaló, hogy minden rendszerelem az idővel degradálódik, öregedik. A megkövetelt állapotot helyre lehet állítani vagy cserével, vagy felújítással. Az ilyen rendszerek, rendszerelemek legfeljebb gazdasági értelemben korlátozhatják az erőmű

gazdálkodás az engedélyes olyan céltudatos tevékenysége és programjainak összessége, amely a biztonsági követelmények mindenkor teljesítése mellett a maximális üzemidőre és haszonra törekszik. A tudatos élettartam gazdálkodás célja lehet az atomerőmű tervezett üzemidejének az elérése is, de az esetek többségében az üzemidő meghosszabbítását tűzik ki célul.

5.3. A STRATÉGIAI DÖNTÉS

5.3.1. A MEGVALÓSÍTHATÓSÁGI VIZSGÁLAT FOLYAMATA

A megvalósíthatósági vizsgálat két fő információ-forrásra épült: az atomerőmű műszaki állapotára és a romlási folyamatok felmérése alapján prognosztizálható várható üzemidő-bebecslésekre, valamint azokra a műszaki-tudományos, gazdasági, szabályozási tapasztalatokra, amelyek részint hazánkban, részint külföldön felhalmozódtak e tárgyban. Kiegészítette a munkamenetet az üzemben tartás ráfordításainak bebecslése, beleértve az tervezett cserék és rekonstrukciók, a nemzetközi trendek alapján valószínűsíthető biztonság-növelési intézkedések ráfordításait is, továbbá a várható piaci helyzet és a bevételek prognózisa, azaz az üzemidő hosszabbítás üzleti elemzése (Katona et al, 2001a, Katona et al, 2001b, Katona, Jánosi, Rátkai, 2002). A vizsgálat logikai menetét az 5.4.1-1. ábra szemlélteti.



5.4.1-1. ábra: A megvalósíthatósági vizsgálat

Az erőmű állapotának felmérése közel 500 szerkezet, rendszer és berendezés élettartam-kilátásaira, az ellenőrzési, karbantartási, állagmegóvási gyakorlatra, az öregedéssel, romlási folyamatokkal kapcsolatban összegyűlt tapasztalatokra terjedt ki. Megállapítható volt, hogy:

1. Az atomerőmű 50 évig történő üzemben tartásának műszaki vagy biztonsági akadálya nincsen;
2. Az atomerőmű ellenőrzési, karbantartási, rendszeres felújítási gyakorlata a általában lehetővé teszi az élettartam hosszabbítást kiugró költség nélkül;
3. A berendezések, rendszerek kis hányadánál szükség lesz rekonstrukcióra, komolyabb beruházásra, mivel az öregedés okozta hatások javításának lehetősége korlátozott, vagy jelentős erkölcsi avulással kell számolni.

Az élettartamot korlátozó berendezések közül a reaktortartályok és a gőzfejlesztők, fokozott jelentőségük miatt, külön említést érdemeltek.

Köztudott, hogy a VVER/213 típusú reaktortartályok esetében a domináns öregedési folyamat a tartály-anyag neutron besugárzás okozta elridegedés (lásd Trampus 2003; Katona, 2010d). Az akkori tudás szerint megállapítható volt, hogy:

- A 3-4. blokkon a reaktortartályok beavatkozás nélkül 50 évig üzemben tarthatók.
- A 2. blokkon a reaktortartály élettartamának meghosszabbításához csak az üzemzavari zónahűtési tartályok felfűtésére lehet szükség a kis valószínűséggel bekövetkező, nyomás alatti termikus sokk okozta feszültségek csökkentésére. Erre kipróbált és nem költséges műszaki megoldások léteznek (Trampus, 2003).
- Az 1. blokki reaktortartálynál az 50 éves élettartam esetén – az üzemzavari zónahűtési tartályok felfűtésén túl – ~50%-os eséllyel kell az aktív zóna magasságában lévő hegesztési varrat ridegtörési hőmérsékletének csökkentésére hőkezelést alkalmazni. A hőkezelés a VVER erőművek gyakorlatában (Finnországban, Szlovákiában) sikerrel alkalmazott, nem költségkritikus eljárás.

Azóta tudjuk, hogy a reaktortartályok állapotára vonatkozó akkori megállapítások konzervatívak voltak, s a jelezett intézkedések sürgősszerűen (Katona et al, 2010a).

A műszaki-gazdasági értelemben nem cserélhető paksi gőzfejlesztőknél az élettartamot a hőátadó csövek feszültségkorróziója korlátozza. Az akkoron bevezetett, a gőzfejlesztők szekunder oldali védelmét szolgáló beavatkozásokra tekintettel (kondenzátor csere, réztelenítés, a kondenzatistisztító kiiktatása, stb.) állíthattuk, hogy a

gőzfejlesztők állapota nem fogja akadályozni az 50 éves üzemidőt. A gőzfejlesztők öregedési folyamatairól és várható élettartamuk értékeléséről további részleteket (Katona et al, 2004) és (Katona et al, 2005a) tartalmaz, a nemzetközi tapasztalatok áttekintését tekintve pedig (Katona, 2010d) adja.

5.3.2. *A MEGVALÓSÍTÁS FELTÉTELEI*

Az volt a cél, hogy – megvalósítva a 2002. év végére a biztonságnövelő programunkat – a zónaolvasás gyakoriságát a belső kockázati forrásokat, eseményeket és a földrengést tekintve a 10^{-5} /év nagyságrendre csökkenjen. Ezzel a további tartós üzemeltethetőség alapvető, biztonsági feltétele teljesült. Ez nem jelenti a biztonsági problémák egyszer és mindenkorai megoldását, ezen a téren a jövőben is, gyakorlatilag az erőmű utolsó üzemévében is késznek és képesnek kell lenni új feladatok megoldására. Az élettartam hosszabbítás egyúttal azt is jelenti, hogy a 2020-as évek biztonsági elvárásait is bizonyos mértékben teljesíteni kell, ahogy ezt a megvalósíthatósági tanulmányban is figyelembe vettük. Megjegyezzük, hogy a jelenleg is folyamatban lévő jelentősebb biztonságnövelő intézkedések óhatatlanul feltételei az üzemidő hosszabbításnak, de a biztonsággal összefüggő feltételek az atomerőmű üzemeltetését általánosságban is érintették, és érintik, függetlenül az üzemidő hosszabbítási szándéktól.

Az erőmű biztonsága elengedhetetlenül szükséges, de nem elégséges feltétele az élettartam hosszabbításnak.

Műszaki feltétel volt az öregedés kezelési program kiterjesztése minden fontos rendszerelemre és folyamatra, és a program megvalósítása. Fontos műszaki feltétel az aktív komponensek és a nemfém anyagok (kábelek szigetelése) minősítési hiányainak felszámolása, ami kevés hiánnyal megtörtént (IBJ, 2007). Ezek – a megkövetelt teljességgel – napjainkban valósulnak meg.

Az üzemidő hosszabbítás megalapozása megvalósíthatatlan lett volna a tervezési alap rekonstrukciója nélkül, hiszen az számos, az élettartamra hatással lévő információt tartalmaz, mint például a feltételezett terhek, ciklusok, korlátok. A tervezési alap rekonstrukciója a végleges biztonsági jelentés megújításával együtt megtörtént.

Az engedélyezés jogi feltételeit tekintve említettük a környezetvédelmi engedély megszerzését, ami a legfontosabb előfeltétele az üzemidő hosszabbítás nukleáris biztonsági engedélyezésének. A társadalmi elfogadás helyzetét itt nem taglaljuk, csak

megemlíti, az Országgyűlés a 85/2005. (XI. 23.) OGY határozatban, 96%-os többséggel tudomásul vette a paksi atomerőmű üzemidejének meghosszabbításáról – mint az ország hosszú távú biztonságos villamosenergia-ellátásához szükséges megoldásról – szóló tájékoztatást.

Az üzemidő hosszabbítás üzleti elemzésének alapját úgyszintén a 2000-ben elvégzett műszaki felülvizsgálat adta. Az üzleti értékelést magát az Ernst&Young cég végezte, amelyet a KPMG cég későbbi elemzése kiegészített. Ezeket az elemzéseket (Katona et al, 2001a), (Katona et al, 2001b), (Katona 2002) és (Katona et al, 2003c) mutatja be. Az üzemidő hosszabbítás ésszerűsége üzleti szempontból trivialis, hiszen az üzemidő végén, illetve a meghosszabbított üzemidő alatt a termelést tőkeköltségek már nem terhelik, az atomerőmű biztonságos állapotának fenntartása egységnyi teljesítményre vetítve messze alacsonyabb, mint bármely helyettesítő kapacitás létesítéséé. Ezt, illetve a karbantartási-üzemeltetési, üzemanyag költségeket figyelembe véve megállapítható, hogy a paksi atomerőmű hosszú távon a legalacsonyabb piaci áron, versenyképesen tud termelni. Az üzemidő végéig megképződik a jegyzett tőke, az üzemidő hosszabbítás alatt az atomerőmű a tulajdonos számára osztalékként megtermeli a tőke $\sim 4,4$ szeresét.

2009-ben Paksi Atomerőmű Zrt. a legfrissebb adatok bázisán megismételtette a gazdaságossági vizsgálatot, melynek eredményei messzemenően megerősítik, hogy az üzemidő hosszabbítás gazdaságos, versenyképes, finanszírozható és megtérül. Az üzemidő hosszabbítás Paksi Atomerőmű Zrt. által finanszírozható, tulajdonosi tőkejuttatást vagy állami garanciavállalást nem igényel.

5.3.3. A SZINERGIÁK KIHASZNÁLÁSA

A stratégiai horderejű döntésnek, de a projekt végrehajtása során hozott egyes műszaki állásfoglalásoknak is fontos eleme a szinergiák felismerése, ami az üzemidő hosszabbítás és az üzemeltető egyéb intézkedései között fenállnak, vagy felismerhetők és kihasználhatók. A szinergiák kihasználásáról szól (Katona, 2006a).

A biztonságnövelő program keretében jelentős átalakítások történtek. Ennek köszönhetően a zónasérülés gyakorisága a $\sim 10^{-5}$ /év szintre csökkent. Itt nyilvánvalóan több pozitív kapcsolat is létezik az üzemidő hosszabbítással. A biztonságnövelés műszaki és engedélyezési előfeltétele volt az üzemidő hosszabbításnak, de a biztonság és az üzemeltető biztonság iránti elkötelezettsége a társadalmi elfogadottság legfontosabb feltétele is. A biztonságnövelő átalakítások miatt egyes rendszereket vagy azok

létfontosságú részeit felújították, azok újszerű állapotba kerültek. Néhány esetben a biztonságnövelő intézkedések követlen hatással vannak az élettartamot korlátozó folyamatokra. A térfogat-kiegyenlítőn telepített új nyomásszabályozó szelepek biztosítják a reaktor túlnyomás elleni védelmének lehetőségét hideg állapotban, azaz megszüntetik a reaktortartály rideg törésének veszélyét.

A teljesítménynövelés többszörösen összefügg az üzemidő hosszabbítással. A teljesítmény növelését az üzemanyag-kazetták modernizálásával érték el, ezért normál üzemben csak a hűtővíz entalpiája nőtt a reaktor kimeneténél, s csak néhány tranzienst folyamatban alakulhatnak ki magasabb paraméterek, amit egyes elemzésekben figyelembe kell venni. Az elemzések szerint ezek a változások nem okozhatják a kritikus rendszerelemek élettartamának csökkenését. Néhány, viszonylag egyszerű átalakítás is történt, például a primerkörü nyomásszabályozó rendszer és a zónamonitorozó rendszer modernizációja, a fő keringtető szivattyú járókerekek cseréje egyes blokkokon. Ezek következtében üzemi nyomástartás egyenletesebb lett, s megoldódott a szivattyú járókerekek repedését okozó öregedési probléma is. Nyilvánvaló, hogy a teljesítménynövelés fokozza a versenyképességet és hatással van a hosszú távú üzemeltetés gazdaságosságára.

A biztonságnövelő célzatúak mellett történtek az üzemeltetés megbízhatóságának javítására és az energiatermelés költséghatékonyságára irányuló rekonstrukciók is, mint a turbina kondenzátorok cseréje, a nagynyomású előmelegítők átalakítása, stb. A turbina kondenzátor cseréje lényeges hatással van a gőzfejlesztők élettartamára. A VVER-440/213 típusú blokkok esetében a gőzfejlesztők gyakorlatilag ne cserélhetők, ezért a gőzfejlesztő öregedése korlátozza az erőmű élettartamát. A domináns öregedési mechanizmus a gőzfejlesztő hőcserélő cső feszültségkorróziója. A rozsdamentes acél csövezésű új kondenzátorok tömörek, lehetővé teszik a magas pH értékű vízüzem bevezetését a szekunder-körben, csökken a szennyeződések bekerülése a kondenzátor hűtővízből, ami jobb üzemeltetési feltételeket biztosít a tápvízrendszer komponensei, valamint a gőzfejlesztők számára, s ezt a gőzfejlesztők 100%-os ellenőrzése igazolja. Az értékelések szerint a gőzfejlesztőket 50 évig üzemeltetni lehet. Nyilvánvaló volt, hogy a korróziós folyamatot és az eróziótermékek gőzfejlesztőbe való behordását a megváltozott vízüzem esetén is kontrollálni kell, ez utóbbit például azzal, hogy a nagynyomású előmelegítők cseréjénél a szerkezeti anyagokat erre tekintettel választottuk meg.

5.4. AZ ÜZEMIDŐ HOSSZABBÍTÁSI PROJEKT MEGTERVEZÉSE

5.4.1. AZ ENGEDÉLYEZÉSI KÖVETELMÉNYEK ÉRTELMEZÉSE

5.4.1.1. A megkövetelt műszaki állapot fenntartása

Az atomerőmű működését és a biztonsági funkciók mindenkor teljesülését elemzéssel kell igazolni és/vagy adekvát erőművi programmal kell biztosítani.

Célszerűségi és szükségyszerűségi megfontolások alapján tesszük a következőket:

- A passzív, hosszú élettartamú szerkezetek és rendszerelemek működő és teljesítő képességét öregedéskezelési programokkal biztosítjuk.
- Az aktív rendszerek működőképességét karbantartással biztosítjuk, s üzem közben ellenőrizzük (amit a passzív rendszerelmektől eltérően lehet is). A karbantartás megfelelőségét biztonsági kritériumok alapján értékeljük.
- Az aktív (és egyes passzív) rendszerelemek tervezett csere tárgyát képezik az üzemidejük lejártával.
- Az aktív és egyes passzív rendszerelemek működőképességét, különösen az üzemzavarokat követő környezeti feltételekre, környezetállósági minősítéssel igazoljuk és a minősített állapot fenntartását szolgáló programokkal biztosítjuk.

Az üzemeltető kiválaszthatja és optimalizálhatja, milyen módszert alkalmaz egy adott rendszer elem esetében a megkövetelt állapot fenntartására, de az erőművi gyakorlatnak le kell fednie a biztonsági funkcióval bíró összes rendszert és rendszer elemet, illetve ezek romlási mechanizmusait. A magyar szabályozás eme koncepcióját a Nukleáris Biztonsági Szabályzat 4.12. számú útmutatója fejt ki. Az egyes kööttségek ellenére ez a rendszer lehetőséget nyújt az erőmű erőfeszítéseinek optimalizálására, bár a biztonság szempontjából kiemelkedő jelentőségű passzív szerkezetek és rendszer elemek esetén az üzemeltető választási lehetősége korlátozott, a szabályozás speciális öregedéskezelési programok végrehajtását írja elő, továbbá az üzemzavart követő zord környezeti körülmények között üzemelő rendszerek esetén a környezetállósági minősítést és annak fenntartását.

5.4.1.2. Az engedélyezési követelmények lényege

Az engedélymegújítás egy olyan tevékenység, amikor a szabályozó hatóság gyakorlatilag az összes engedélyezési feltételt ellenőrzi az erőmű élettartamának korlátai szempontjából, fókuszálva a hosszú élettartamú, passzív, biztonsági osztályba sorolt

szerkezetek és rendszerelemek állapotára, öregedéskezelésére és várható élettartamára.

Az üzemidő hosszabbítás előkészítésének legfontosabb feladatai közvetlenül az engedély megújításával vannak kapcsolatban. Ezek a következők:

- A. az erőmű állapotának, az erőművi öregedéskezelési programok megfelelőségének felülvizsgálata és bemutatása;
- B. az üzemidő korlátot meghatározó öregedés-elemzések felülvizsgálata, érvényesítése és átdolgozása;

Ezek a feladatok azonosak az USA engedélymegújítási előírásai által megköveteltekkel (10 Code of Federal Regulation Part 54), vannak azonban a paksi atomerőműre jellemző, figyelemreméltó műszaki és szabályozásbeli sajátosságok.

A leglényegesebb az, hogy a hazai előírások szerint el kell készíteni az üzemidő hosszabbítást szolgáló programot, amely definiálja az engedélyes-üzemeltető tevékenységét, amivel az atomerőmű biztonságát a meghosszabbított üzemidő alatt szavatolja, s amelyet ellenőrzésre a hatósághoz kell benyújtani legkésőbb az üzemeltetési engedély lejártá előtt négy évvel, azaz a paksi atomerőmű esetében 2008 végén.

Az üzemidő hosszabbítási program előkészítése lényegében előre vetíti az engedélyezés előkészítését, hiszen a program megalapozásához az erőmű állapotának és az üzemeltető állapot fenntartási gyakorlatának átfogó felmérésére van szükség, amely alapján meghatározhatók az üzemeltető gyakorlatot érintő intézkedések és módosítások. A program végrehajtásának minimum három évnnyi tapasztalatait értékelni kell, és az eredményeket össze kell foglalni az engedélymegújítási kérelemben. Igazolni kell, hogy az a gyakorlat, ahogy az erőmű megkövetelt állapotát az üzemeltető fenntartja, hatékony az erőmű hosszú távú üzemeltetésének biztonsága szempontjából.

5.4.2. AZ ÜZEMIDŐ HOSSZABBÍTÁS, MINT ÜZEMELTETŐI FELADAT ÉRTELMEZÉSE

Az üzemidő hosszabbítás mindenekelőtt az az üzemeltető Paksi Atomerőmű Zrt. stratégiai célja. Másrészt az üzemidő hosszabbítás egy jogi aktus, az üzemeltetési engedély megszerzése egy meghatározott, az eredeti üzemeltetési engedély lejártát követő időre. Jóllehet az üzemidő hosszabbítás az engedélyezés által vezérelt folyamat, az üzemidő biztonságos és gazdaságilag ésszerű meghosszabbítását komplex módon kell értelmezni, s nem szabad csak a formális újraengedélyezési szempontokra korlátozni, ahogy azt az előkészítés korai szakaszában és a projekt végrehajtása során javasoltam (Katona, Rátkai, 2008), (Katona, Rátkai, Jánosiné, 2009) és (Katona, Rátkai, Jánosiné,

2010b). Egyfelől az üzemidő meghosszabbítása megkövetel egy sajátos üzemeltetői attitűdöt, amely előtérbe helyez bizonyos tevékenységeket és képességeket, mint:

- a saját és az azonos típusú blokkok jellemző öregedési jelenségeinek ismerete,
- az öregedési folyamatok öregedéskezeléssel megvalósított felügyelete,
- a korábban nem tapasztalt öregedési jelenségek felismerésének képessége,
- a jó üzemeltetői gyakorlat és tapasztalatok átvétele és alkalmazása, a tapasztalatok visszacsatolása.

Másfelől a biztonságos és gazdaságos továbbüzemelés megvalósításához olyan üzemeltetői gyakorlatra van szükség, amely az alkalmazott műszaki eszközök, módszertanok és ellenőrzési folyamatok mindenre kiterjedő, teljes rendszerét eredményezik. A teljességet az alábbiak szerint értelmezzük:

- az üzemeltetői programok összességének – ami magában foglalja az öregedéskezelési, a tervszerű megelőző karbantartási, felújítási, stb. programokat – le kell fedni az erőmű összes rendszerét, rendszerelemét;
- biztonsági osztályba sorolt rendszerek, rendszerelemek esetén az erőművi programoknak és gyakorlatnak meg kell felelniük a hatósági előírásoknak; alkalmazni kell és célszerű a biztonsági relevancia szerint differenciálás elvét;
- biztonsági osztályba nem sorolt rendszerelem esetén a program komplexitása attól függ, hogy az adott rendszer, rendszerelem mennyire fontos az energiatermelés szempontjából, így alkalmazható például a tervszerű megelőző karbantartás és néhány esetben a meghibásodásig tartó működés elve is;
- minden öregedési folyamatot figyelembe kell venni;
- minden erőművi programot, tevékenységet figyelembe kell venni, azaz a rutinszerű fenntartási tevékenységet és a hosszú távú üzemeltetés szempontjából specifikus tevékenységet egységben kell kezelni, kihasználva a szinergiákat.

Az üzemidő hosszabbítás tehát olyan üzemeltetői program, amely az eszközök megfelelő rendszerével biztosítja a paksi atomerőmű tervezett üzemidején túli, a stratégiai cél szerint meghatározott üzemeltethetőségét, s így a Paksi Atomerőmű Zrt. élettartam-gazdálkodásának meghatározó tartalmi eleme.

Nyilvánvaló, hogy a fentiekben vázolt **rendszer értéke nem annak tudományos újdonságából ered, hanem az erőművi öregedési problémák kezelését szolgáló kipróbált módszerek kreatív alkalmazásából** úgy, hogy közben megvalósul egy sajátos egyensúly az üzemeltetés biztonsága és gazdaságossága között.

5.4.3. A PROJEKT-TERV

Fentiek megfontolások alapján kellett az üzemidő hosszabbítás előkészítésnek projekt-tervét kidolgozni. A tervezés alapját a műszaki-tudományos szempontból indokolható szakértői javaslatok sokasága képezte. A projekt-terv készítése során el kellett végezni e proposíciók szűrését a stratégiai cél szerinti relevancia, az idő és költségkorlátok figyelembevételével, különös tekintettel arra, hogy a szovjet szállítási terjedelemből lényegében kimaradtak az élettartamot korlátozó öregedési folyamatokra, mint például a fáradásra vonatkozó számítások. Ahogy az a 2. fejezetben általánosságban felvázoltuk, itt is a lehetséges intézkedések halmazából kellett – rendszerszinten gondolkodva és a szinergiákat kihasználva – meghatározni szükséges és elégséges intézkedések halmazát, ami a súlyponti problémák azonosítását követelte meg, mint

- az öregedéskezelés gyakorlatban is megvalósítható, struktúrált rendszerének kidolgozását (lásd az 5.2.2.2. fejezetet);
- az élettartam elemzések korrekt, a tervezési alapnak és a kor követelményeinek, megfelelő előkészítését és elvégzését (lásd az 5.5.3. fejezetet).

Nyilvánvaló volt, s mert ezzel ellentétes érdekek is manifesztálódtak ezért nyilvánvalóvá kellett tenni, hogy az üzemidő hosszabbítás nem az üzemidő végén tömegessé váló valamilyen rekonstrukciók sokasága, nem egy beruházási projekt, különösen nem a paksi atomerőmű esetében, ahol az elmúlt két évtizedben a biztonság és a megbízhatóság növelése okán folyamatosan korszerűsítések történtek.

Fentiek meghatározzák az üzemidő hosszabbítás mint projekt jellegét és finanszírozhatóságát is:

- Az üzemidő hosszabbítás egy műszaki-tudományos tartalmú, engedélyezési projekt, amely igazolja az atomerőmű biztonságát a meghosszabbított üzemidőre, figyelembe véve az atomerőmű aktuális állapotát, a megkerülhetetlen öregedési folyamatokat, valamint az üzemeltető komplex állapot-fenntartási tevékenységét.
- Annak köszönhetően, hogy a felújításokat, rekonstrukciókat időben elosztva kell megvalósítani, azaz az üzemidő hosszabbítás nem igényel koncentrált jelentős forrásokat.

Az Üzemidő Hosszabbítási Projekt projekt-tervében (Katona, 2002a, Katona et al, 2002) definiáltunk a továbbüzemelés feltételei részletes felülvizsgálatának területeit figyelembe véve a hazai hatósági követelményeket, a paksi atomerőmű sajátosságait, és a

nemzetközi jó gyakorlatot, s amelyek súlypontját az alábbiak képezték:

1. Az öregedéskezelés körébe tartozó rendszerek, rendszerelemek körének meghatározása, ezek öregedéskezelésének felülvizsgálata, a szükséges öregedéskezelési rendszer és programok meghatározása (Katona et al, 2003a; Katona et al, 2003b; Katona et al, 2004; Katona, Jánosiné, Rátkai, 2005a, Katona, 2007; Katona, Rátkai, Jánosiné, 2009; Katona et al, 2010b);
2. Az atomerőmű élettartamát korlátozó komponensek élettartam-kimerülésének elemzése, ami a fáradás-elemzések, a termikus és neutron-besugárzásra bekövetkező ridegedés, stb. elemzését foglalja magában. A tervező eredeti számításai helyett ez a munka az elemzések újbóli végrehajtását jelenteti: a tervezési alap újrafogalmazását, ebből az igénybevételek és üzemelési körülmények újbóli meghatározását és a számítások elvégzését, beleértve a tényleges üzemi történet és az aktuális állapot értékelését is (Katona, Rátkai, Pammer, 2008; Katona, Rátkai, Pammer, 2010, Katona et al, 2010);
3. Az atomerőmű megkövetelt műszaki állapotának fenntartását szolgáló üzemeltetői programok, a minősített állapot fenntartását szolgáló tevékenység, a karbantartás és a karbantartás hatékonyságának monitorozása, a tervszerű cserék és rekonstrukciók programjának felülvizsgálata (Katona, Rátkai, 2007).

5.5. AZ ÜZEMIDŐ HOSSZABBÍTÁS PROGRAMJA

5.5.1. A PROGRAM TARTALMA

Az előzőekben exponált projekt-terv végrehajtásának eredménye az Üzemidő Hosszabbítás Programja. Az üzemidő hosszabbítás programjának kidolgozása, végrehajtása és értékelése fontos és sajátos eleme a magyar gyakorlatnak. A program hatásági jóváhagyása az újraengedélyezési folyamat első lépése.

Az Üzemidő Hosszabbítás Programja meghatározza:

- a. az üzemeltető gyakorlatának mely elemei minősíthetők megfelelőnek a hosszú távú üzemelés szempontjából;
- b. milyen új erőművi programok kidolgozására van szükség, illetve a meglévő gyakorlatot, eljárásokat hol kell módosítani;
- c. milyen intézkedéseket kell tenni az üzemeltetési engedély megújításához előírt feladatok végrehajtása, feltételek teljesítése érdekében.

Az Üzemidő Hosszabbítási Program egyúttal meghatározta az üzemeltető konkrét

intézkedéseit, amelyek az üzemeltetési engedély-kérelem megalapozásához szükségesek és elégségesek.

A programban megfogalmazott intézkedéseket az erőmű állapotának felmérése, az öregedéskezelési programok, az élettartam-korlátokat meghatározó öregedés-elemzések, valamint az üzemeltető egyéb, az erőmű megkövetelt állapota fenntartását szolgáló programjainak felülvizsgálata és hatékonyságának értékelése alapján megfogalmazott szakértői javaslatokból vezettük le, figyelembe véve az üzemidő hosszabbítás 5.4.2. fejezetben kifejtett üzemeltetői értelmezését. E a partikuláris szakértői javaslatokat kell szűrni és értékelni a biztonság és a stratégiai cél szempontjából, a szakmai relevancia, a biztonság szerinti fokozatosság elve alapján, figyelembe véve az idő és költségkorlátokat. Következésképp az **Üzemidő Hosszabbítás Program tartalmának meghatározása, a megvalósítás feltételeinek biztosítása csak az engedélyes-üzemeltető Paksi Atomerőmű Zrt. kompetenciája lehet.**

A Program kidolgozása döntések sorozatát igényelte, amelyekben az atomerőmű üzemeltetését és a biztonsági szempontból megkövetelt állapota fenntartását szolgáló minden tevékenységet egységben kellett szemlélni.

A Program középpontjában az öregedéskezelési programok és az élettartam korlátokat meghatározó öregedés-elemzések felülvizsgálatának eredményei és következtetései, valamint ezen felülvizsgálatokból származó intézkedések állnak, amelyet kiegészítenek a karbantartás hatékonyságának, a környezetállósági minősítés fenntartásának javítására szolgáló intézkedések, illetve az állapotfüggő felújítások cserék és átalakítások programja, valamint az üzemeltető szervezet képességét/tudását biztosító programok.

Az Üzemidő Hosszabbítási Programja meghatároz egy koherens élettartam-gazdálkodási rendszert is, amely lényegében minden rendszerhez és rendszerelemhez rendel valamilyen programot a megkövetelt műszaki állapot fenntartására, alkalmazva a biztonság szerinti fokozatosság elvét, kezdve a kritikus biztonsági rendszerek öregedés-kezelésével egészen a biztonsági osztályba nem sorolt szerelemek javító karbantartásáig. Az Üzemidő Hosszabbítás Programja szoros kapcsolatot létesít a meghosszabbított üzemidő engedélyezésének specifikus területei és más erőművi tevékenységi területek között, mint például a tudásmenedzsment, a technikai eszközök avulásából származó problémák megoldása, stb.

Az Üzemidő Hosszabbítás Programját a Paksi Atomerőmű Zrt. vezetése végrehajtásra elfogadta, amit az Országos Atomenergia Hivatal Nukleáris Biztonsági Igazgatósága a HA 4918 sz. határozattal jóváhagyott. A program végrehajtásának értékelése most, 2011-ben folyik, az eredmények az üzemidő hosszabbítás engedélykérelemének alapját képezik.

Az Üzemidő Hosszabbítás Programja megszabja azt az elvi irányt, ahogy az üzemidő hosszabbítás műszaki-biztonsági megalapozásának két fő elemét, az öregedéskezelést és az élettartam-elemzéseket kezelni kell, s ami messze túlmutat a nemzetközi gyakorlat kretáiv honosításán. A program koncepcionális elemeinek bemutatását lásd például (Katona, Rátkai, 2008; Katona, Rátkai, 2010; Katona, Rátkai, Jánosiné, 2010b) közleményekben. Az Üzemidő Hosszabbítás Programját műszaki újszerűségét az 5.52. és 5.5.3. fejezetekben bemutatjuk.

5.5.2. AZ ÖREGEDÉSKEZELÉS MEGOLDANDÓ PROBLÉMÁI

5.5.2.1. Az öregedéskezelés terjedelme - a VVER-440/213 típus sajátosságai

Az üzemeltetési engedélyt annak mérlegelése alapján újítják meg, hogy garantált-e azoknak a szerkezeteknek, rendszereknek és rendszerelemeknek a működőképessége, amelyeknek a teljes üzemidő során rendeltetés szerinti biztonsági funkciót kell ellátniuk. Azokat a nem biztonsági funkciójú rendszer elemeket is be kell vonni a mérlegelés körébe, amelyek meghibásodása akadályozhatja/befolyásolhatja a biztonsági funkciókat. E terjedelemből kell a passzív, hosszú élettartamú szerkezeteket, rendszer elemeket kiválasztani, s ezek tartoznak az öregedéskezelés körébe, terjedelmébe.

Az öregedéskezelés terjedelmének fent vázolt meghatározása a rendszerek, rendszer elemek rendkívül tág körét jelöli ki. A paksi atomerőmű esetében az 1.÷3. biztonsági osztályba tartozó rendszer elemek száma meghaladja a százezret. A passzív, hosszú élettartamú szerkezetek és rendszer elemek száma is nagyon nagy. Az aktív és rövid élettartamú rendszerek kiszűrése után mintegy 35000 gépészeti, 6500 villamos és 2000 tartószerkezeti rendszer elem marad a terjedelemben. Mindez a hathurkos konstrukcióval és a VVER-440/213 típus organikus-evolúciós fejlesztésével magyarázható. A biztonságot érintő elemek nagy számának másik oka a determinisztikus besorolási mód, amely a zónaolvadási gyakoriságra látszólag minimális hatással lévő rendszer elemeket is nagy számban kötelezően biztonsági osztályba sorolja.

Ez a terjedelem kezelhetetlen mértékben megnövelte volna az üzemeltető öregedéskezeléssel kapcsolatos teendőit, valamint az engedélymegújítás szempontjából szükséges felülvizsgálatok nagyságát. Ezért alkalmas módszereket kellett találni az ilyen nagy tételszám ésszerű kezeléséhez, mégpedig:

- az öregedéskezelés strukturált szervezésével (lásd például Katona, Rátkai, Jánosiné, 2009);
- az öregedéskezelés szervezéséhez és a szerkezetek, rendszerelemek állapotával kapcsolatos információ kezeléséhez hatékony információtechnológiai eszközök alkalmazásával (Katona et al, 2005b).

5.5.2.2. Az öregedéskezelés strukturált szervezése

Az öregedéskezelés mint tevékenység strukturált megszervezésénél a fokozatos megközelítést kell alkalmazni az adott szerkezet vagy rendszerelem biztonsági jelentősége, valamint az adott öregedési mechanizmusnak az erőmű élettartamát korlátozó jellege szerint. Ennek megfelelően a szerkezeteket és rendszerelemeket két kategóriába osztottuk fel:

- összetett tulajdonságokkal és öregedési mechanizmusokkal rendelkező, a biztonság szempontjából nagyon fontos szerkezetek és rendszerelemek;
- öregedéskezelési csoportok (commodities), azaz olyan elemek, mint pl. csővezetékek, csőelemek (könyökcsövek, T-idomok), szelepek, hőcserélők.

A nagyon fontos szerkezeteknek és rendszerelemeknek (mint például a reaktortartály a belső berendezésekkel együtt, a fő keringtető hurok elemei), azaz az 1. biztonsági osztályba sorolt és néhány 2. biztonsági osztályba sorolt szerkezetnek és rendszerelemnek speciális öregedéskezelési programokkal kell rendelkezniük. Ezek lényegében több, egyenként egy-egy degradációs mechanizmust vagy kritikus helyet kezelő típus-programból állnak.

Az öregedéskezelési csoportokat típusonként, biztonsági osztályonként, azonos tervezési jellemzők szerint, anyaguk és üzemeltetési körülményeik szerint, valamint a domináns öregedési mechanizmus alapján lehet kialakítani. Mindegyik öregedéskezelési csoportra vonatkozóan speciális öregedéskezelési programot lehet végrehajtani.

Fentiek lényegében a nemzetközi jó gyakorlat kreatív alkalmazását jelentették egy, a nemzetközi gyakorlatban szokatlanul nagy berendezés halmazra. A gépészeti rendszer elemeket tekintve mintegy száz öregedéskezelési csoportot határoztunk meg. A

tartószerkezetek öregedéskezelési csoportjainak száma pedig meghaladja a huszonötöt. A nemzetközi gyakorlat szolgai alkalmazása azonban az ilyen nagy tételszámnál elégtelen, módszertani újításra volt szükség, amelyet az épületek öregedés-kezelésének strukturált szervezésén mint példán demonstráljuk (lásd Katona et al, 2009).

A VVER-440/213 architektúrája és tartószerkezeti kialakítása nagyon különbözik a nyomottvizes reaktorok szokásos felépítésétől. A paksi atomerőmű esetében gyakorlatilag az erőműben található összes épület az öregedéskezelési terjedelem része. Ezen építmények a szerkezeti kialakítás, elrendezés, az elemek gyártása és összeállítása, az anyagösszetétel és a környezettel való érintkezés szempontjából is összetett és heterogén szerkezetek. Megállapítható volt, hogy a paksi atomerőmű esetében nem lehet az USA gyakorlatából ismert GALL Reportban (GALL, 2010) leírt öregedéskezelési programok alkalmazásával az épületek öregedéskezelését elintézni, hiszen ott az építészeti szerkezeteknek mindössze kilenc csoportja, a szerkezeti rendszerelemeknek pedig hét csoportja van, és tíz öregedéskezelési program fedi le a teljes terjedelmet.

Az építészeti szerkezetek és szerkezeti elemek nagy száma és sokfélesége miatt az öregedéskezelési programokat hierarchikus rendszerként kellett kialakítani. Az „A” típusú programokat vagy konkrét szerkezetekre (alapozás, földemek, a reaktor alátámasztó szerkezetek, acélszerkezetek, előgyártott panelek, téglafalak, ajtók és zsilipek, kábel- és csőalátámasztások, bevonatok, kábel- és csőátvezetések, tűzvédelmi szerkezetek, stb.) vagy pedig konkrét folyamatokra (épületmozgások, főépület süllyedés), illetve környezeti körülményekre (magas hőmérséklet, bórsavas környezet, stb.) dolgoztuk ki. A felsoroltak mellett speciális „A” típusú program vonatkozik a konténment tömörségének ellenőrzése. A meghatározott biztonsági funkciókkal rendelkező épületek több, a fentiekben felsorolt elemből állhatnak (alapozás, vasbeton vagy acélszerkezet, stb.), illetve több folyamat is okozhatja degradációjukat. Így az épületek, mint komplex rendszerek öregedéskezelése is összetett, több „A” típusú program integrálásának eredményeként áll elő. Ezek a „B” típusú programok, amelyek az öregedéskezelési tevékenység végrehajtásának logisztikai aspektusait is definiálják. A szerkezet-típusokra vagy mechanizmusokra vonatkozó „A” típusú programok felhasználásával harminc „B” típusú program készült, amelyek lefedik az erőmű összes épületét.

Nyilvánvaló, hogy az öregedéskezelési programok hierarchikus struktúrája erőmű specifikus. A példa mutatja, hogy nem lehet egyszerűen másolni akár a legjobb

nemzetközi gyakorlatot sem a VVER-440/213 erőmű típusra, még akkor sem, ha az öregedési mechanizmusok hasonlóak, továbbá azok kezelése is lényegében hasonló, a nemzetközi gyakorlatnak megfelelő elvek szerint kidolgozott programokkal történik.

5.5.3. AZ ÖREGEDÉSI FOLYAMATOK ELEMZÉSÉNEK PROBLÉMÁI

Az alapvető öregedési folyamatok elemzését általában az elős biztonsági osztályba sorolt komponensekre – feltételezett körülményekre és a terhekre, stresszorokra – a tervező ab'ovo elvégzi, és igazolja, hogy a tervezett üzemidő alatt a rendszerelem integritása, funkciója megmarad. Ennek tipikus példája az erózióra-korrózióra, a fáradásra vagy a neutron-besugárzás által kiváltott ridegedésre vonatkozó, a tervezett élettartamot igazoló elemzések. Az elemzések közül megállapított élettartam-korlátok, illetve az elemzések maguk is érvényüket veszítik, illetve veszíthetik, ha az üzemidőt a tervezetten túl meghosszabbítják és/vagy a körülmények, a stresszorok jellemzői megváltoznak. Az üzemidő hosszabbítás megalapozása keretében el kell végezni ezen elemzések felülvizsgálatát, és igazolni kell következtetéseik érvényességét a meghosszabbított üzemidőt figyelembe véve. A felülvizsgálat kimenetele többféle lehet:

- elképzelhető, hogy az adott elemzés és megállapításai érvényesek a meghosszabbított üzemidő esetén is (például azért, mert ciklusszám a meghosszabbított üzemidő alatt sem éri el a megengedett értéket);
- a tervező elemzéseit korrigálni kell és lehet, mivel a tapasztalatok alapján a tényleges üzemi stresszorok kedvező irányban eltérnek a feltételezettől;
- egyes esetekben egy korszerű módszerrel elvégzett részletes elemzéssel lehet kiváltani az egykori, esetenként túl konzervatív elemzéseket,
- egy célzott öregedéskezelési programmal vagy más intézkedéssel (például a berendezés cseréjével) kell a megfelelőséget biztosítani.

A fentiek a nemzetközi gyakorlatnak megfelelő, szokásos eljárást tükrözik.

A feladat – a többi VVER-440/213 erőműhöz hasonlóan – a vázolt módon nem végrehajtható a paksi atomerőmű esetében: Egyrészt a tervezési alapra vonatkozó információ, az eredeti tervezési feltételezések ismeretének hiányai, másrészt a leszállított tervezési dokumentáció elégtelensége miatt, de leginkább azért, mert az elemzések alapját képező előírások is megváltoztak a tervezés óta eltelt csaknem harminc év alatt. Emiatt az elemzéseket vagy korszerű módszerekkel végzett számításokkal ellenőrizni kell, vagy szinte minden esetben ezeket az öregedés-elemzéseket újból végre kell hajtani az aktuális

követelményeknek és útmutatóknak megfelelően. Ezt a munkát a Katona, Rátkai, Pammer, 2007; Katona, Rátkai, Pammer, 2010; Katona et al, 2010) mutatja be. Itt a paksi atomerőműre jellemző sajátosságokat jelezzük.

Az első teendő azon szerkezetek és rendszerelemek meghatározása, amelyekre elemzést kell végezni, majd meg kell határozni minden tétel esetében a jellemző mechanizmust, amelyre az elemzést el kell végezni, mint például a fáradás, ridegedés, anyagtulajdonság-változások. A számítási tételek tekintetében azonban itt is szembesülni kellett azzal, hogy egyfelől a konstrukció sajátosságai miatt, másfelől a magyar szabályozás miatt az elemzések száma lényegesen nagyobb, mint az atomerőművek legtöbbjében. Így fáradás-elemzést kell végezni az 1. biztonsági osztályba sorolt csővezetékekre és komponensekre, mint a reaktortartály, a gőzfejlesztők, a térfogatkiegyenlítő tartály, a fő keringtető szivattyú és a főelzáró tolózár házak, és a 2. biztonsági osztályba sorolt csővezetékekre, tartályokra, szivattyúkra, hőcserélőkre és szelepekre is. Figyelembe kell venni a hőrétegződés jelenségeket is. A reaktortartályt illetően a nyomás alatti hősokk (Pressurised Thermal Shock – PTS) elemzésén kívül ellenőrizni kell a biztonságos üzemeltetés korlátait és feltételeit is. Specifikus, a paksi atomerőműre jellemző elemzések például az alábbiak:

- a reaktortartály és a gőzfejlesztők belső szerkezetei áramlás okozta rezgésének nagyciklusú fáradásának elemzése;
- 1. és 2. biztonsági osztályba sorolt rendszerelemek termikus öregedés-elemzése;
- fáradáselemzés biztonsági funkciót ellátó darukra;
- a gőzfejlesztő csövek anyagtulajdonság-változásának elemzése;
- a biológiai védelemként szolgáló nehézbeton szerkezetek anyagtulajdonság-változásának elemzése;
- az integrális tömörség vizsgálatok ismétlődő nyomás-terheléseinek elemzése;
- a 2. és 3. biztonsági osztályba sorolt villamos és irányítástechnikai rendszerelemek környezetállósági minősítésének érvényesítése a meghosszabbított üzemidőre;
- a roncsolásmentes vizsgálatok során észlelt hibák repedésterjedés-elemzése.

Látható, hogy a magyarországi szabályozás által megkövetelt elemzések terjedelme igen jelentős, a nemzetközi összehasonlítást tekintve meghaladja a máshol szokásos terjedelmet, ami leginkább az 1. biztonsági osztályra (ASME Class 1) korlátozódik.

Specifikus követelmény annak ellenőrzése, hogy a meghosszabbított üzemidő 50 évén túl van-e további tíz év tartalék a vizsgált szerkezet, rendszerelem élettartamában. Ez a nemzetközi gyakorlatra nem jellemző, példa nélküli, s csak a paksi atomerőmű esetében létező követelmény.

Az öregedési folyamatok elemzésének felülvizsgálata, érvényesítése és átdolgozása az Üzemidő Hosszabbítás Programja értelmében magában foglalja az adott szerkezetek, rendszerelemek meglévő szilárdsági elemzéseinek ellenőrzését is (Katona et al, 2010), ami az engedélyes-üzemeltető elhatározása, s nem explicit biztonsági követelmény az üzemidő hosszabbítás eljárásában.

A következő lépés a terhek és üzemeltetési körülmények felülvizsgálata, illetve újbóli meghatározása. Erre mindenképp szükség volt, mivel ma már a feltételezett kezdeti események, tranziens- és baleseti scenáriók körét – a szabályozás változása miatt – a tervezésnél figyelembe vettéktől eltérően definiáljuk. A terhelési ciklusokra vonatkozó de’facto üzemi ismeretek is eltérnek a tervezéskor figyelembe vettéktől. Következésképp, új terhelés-katalógust kellett összeállítani a meglévő tervezési információ, a Végleges Biztonsági Jelentéshez készített üzemzavar-elemzések eredményei és az üzemeltetési történet alapján és a meghosszabbított üzemidő figyelembevételével.

A magyarországi szabályozás a kor színvonalának megfelelő módszerek és szabványok alkalmazását követeli meg a tárgyi öregedés-elemzések végrehajtásánál. A Nukleáris Biztonsági Szabályzatok és az útmutatók azonban nem határoznak meg kötelező szabványt.

A számítások módszertanát, az alkalmazott szabványokat tekintve – a diverz szakértői álláspontok, javaslatok figyelembe vételével – az engedélyes-üzemeltető hozta meg a szakmai döntést.

Esetünkben az ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Section III 2001. évi kiadását (a továbbiakban ASME BPVC Section III) tekintjük az elemzések és a szilárdsági ellenőrző számítások alapjának. Az ASME kód általános alkalmazása a Paksi Atomerőmű Zrt. elvi döntése. Amint azt a földrengés-biztonsági megerősítések tervezésénél láttuk, az ASME BPVC Section III szabványt alkalmaztuk a módosítások tervezésénél. Megtörtént az üzem közbeni vizsgálati programok átfogó felülvizsgálata és előkészítettük ezek ASME BPVC Section XI. kódnak való megfeleltetését (Trampus et al, 2006).

A szabvány és módszertan meghatározása nagy körültekintést igényelt, hiszen igazolni kellett azt is, hogy milyen feltételek és megszorítások esetén korrekt az ASME BPVC Section III alkalmazása a szovjet szabványok szerint tervezett, gyártott VVER-440/213 típusú blokkokra. Specifikus számítási utasításokat kell követni, amelyek a szabályozási környezet, vagy a VVER-440/213 blokkok műszaki sajátosságai indokolnak. Ilyenek például az alábbiak, részleteket lásd (Katona, Pammer, Rátkai, 2007; Katona, Rátkai, Pammer, 2010):

- Az ASME BPVC III alkalmazását illetően lényeges kérdés az anyagtulajdonságok meghatározása. Itt a gyártó ország akkor alkalmazott ipari szabványait, a tervezők és a gyártó műszaki specifikációit, valamint az anyagokra és a szerelésre vonatkozó ténylegesen alkalmazott magyar hatósági normákat kell figyelembe venni. Akkor, ha az anyagtulajdonságok nem azonosíthatók a leszállított dokumentációból, az orosz PNAE G-7-002-86 szabványt kell alkalmazni.
- A VVER-440/213 berendezések anyaga – a fáradás elemzések körébe tartozó rendszerelemeket tekintve – lehet szénacél, gyengén ötvöztött acél (ST20, 22K, 15H2MFA, 18H2MFA) és rozsdamentes acél (08H18N10T, 08H18N12T). Az elemzés alapját a fáradás görbék képezik. Itt az orosz PNAE szabvány által előírt anyag-specifikus fáradási görbéket kell alkalmazni. Ennek megalapozásához külön kutatás tárgya volt.

5.6. A KUTATÁSOK EREDMÉNYEINEK NEMZETKÖZI HASZNOSULÁSA

A projekt előkészítése és végrehajtása során nyert tapasztalatok és eredmények beépültek a NAÜ üzemidő hosszabbításra és élettartam gazdálkodásra vonatkozó normatív dokumentumaiba, amelyek megírásában mint a szerzői kollektíva tagja vettem részt. Ezek közül a legfontosabbak az öregedéskezelésre vonatkozó NS-G-2.12 Safety Guide (NAÜ, 2009b), a Services Series No. 17 (NAÜ, 2008a), a Technical Report Series 448 (NAÜ, 2006b) és a Safety Report Series No. 57 (NAÜ, 2008b).

Az üzemidő hosszabbítást szolgáló hazai kutatások részét képezték a NAÜ tárgybeli kutatási programjainak, mindenekelőtt a hosszú távú üzemeltetés biztonságának elemzésével foglalkozó, Safety Aspects of Long-term Operation of Water Moderated Reactors (SALTO) programnak, amelyhez munkacsoport elnökként saját kutatási eredményekkel hozzájárultam (NAÜ, 2007).

2005-2006 között az OECD Nuclear Energy Agency Plant-Life Management munkacsoport társelnökeként a paksi projekt eredményeit felhasználva közreműködtem az OECD NEA stratégia szempontjainak megfogalmazásához az atomerőművek hosszú távú üzemeltetése tárgyában (NEA, 2006).

2009-2010-ben az European Utility Requirement Document öregedés és öregedéskezelés vonatkozású kiegészítését végző munkabizottság tagjaként használtam fel a paksi üzemidő hosszabbítási projekt tapasztalatait.

5.7. A KUTATÓ MUNKA ÚJ TERÜLETEI

Jelenleg az 1. blokk üzemidő hosszabbításának 2011. végén benyújtandó engedélykérelmének kidolgozása, illetve a megalapozó dokumentumok felülvizsgálata a legfontosabb gyakorlati feladat.

Nemzetközi téren az üzemidő hosszabbítás megalapozásával összefüggő tapasztalatok, ismeretek általánosítása az aktuális feladat. A Paksi Atomerőmű Zrt. részvételével, s személyes közreműködésemmel folyó munka ma az International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL – Nemzetközi Általános Öregedéskezelési Tapasztalatok, lásd <http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/PLIM/2009-May-TM-Vienna/IAEA-IGALL-WorkMat.pdf>) tudásbázis létrehozására irányul.

6. ÖSSZEFOGLALÁS ÉS TÉZISEK

6.1. A FÖLDRENGÉS-BIZTONSÁG MEGVALÓSÍTÁSÁT SZOLGÁLÓ TUDOMÁNYOS EREDMÉNYEK

- I. **Kidolgoztam a paksi atomerőmű földrengés-biztonsága felülvizsgálatának és megvalósításának koncepcióját, meghatároztam a földrengés-biztonság megvalósításához szükséges és elégséges feladatokat, azaz a biztonságnövelő projekt tervét. Meghatároztam az alapvető biztonsági funkciók megvalósításához szükséges technológia koncepcióját, s ezzel együtt annak az eljárásnak és műszerezésnek alapjait, amely nem igényli a reaktor automatikus leállítását.**

A szükséges és elégséges intézkedések meghatározása széleskörű tudományos megalapozást igényelt, amely azon túl, hogy a tárgyra vonatkozó aktuális műszaki-tudományos ismereteket alkalmaztam a VVER-440/213 típusú paksi atomerőművi blokkokra, kezeltem azt az alapvető, s nemzetközi összehasonlításban egyedülálló problémát, hogy egy földrengésre nem tervezett atomerőművet kellett egy jelentős biztonsági földrengésre megerősíteni.

Komplex módon mérlegeltem a főépület egyes részeinek megerősítésére kínálkozó, az előzetes elemzések alapján azonosított megoldások, a lehűtési technológia és a földrengést követő operátori eljárások változatait, s ebből következtettem arra, hogy a normál lehűtő rendszer használatára épülő technológiai koncepciót javaslom. Elméleti vizsgálatokat végeztem az általam javasolt lehűtési technológia és földrengés esetén követendő eljárás műszaki megvalósíthatóságára, a megerősítések mennyiségi meghatározására.

Ezeket az eredményeket többek között a (Katona, 1995a), (Katona, 1997a), (Katona, Szepes, 1997) közlemények, illetve a (Katona, 1995b) NAÜ kutatási jelentés ismertetik. A programot hivatalosan dokumentálják és hivatkozzák a Paksi Atomerőmű Időszakos Biztonsági Felülvizsgálat Jelentései (IBJ, 1996), (IBJ, 1999).

- II. **Meghatároztam a felülvizsgálat, a minősítés és a megerősítések módszertanának rendszerét. Igazoltam a módszertan kiválasztásának megfelelőségét az irányításom alatt, illetve a részvételemmel folyó, egyedülálló robbantásos kísérletekkel, rázóasztalos tesztekkel, próbaszámításokkal és numerikus kísérletekkel.**

A módszertan meghatározásánál figyelembe vettem a paksi atomerőmű műszaki sajátosságait, a végrehajtás szakmai, idő- és költségkorlátait. Az adott szerkezet, rendszer biztonsági és földrengés-biztonsági osztálya szerint differenciáltam a dinamikai válasz, illetve a földrengés által a szerkezetekre ható igénybevételek számítási módszerét, a minősítési eljárást és a megerősítések tervezésének követelményeit. A meghatározott rendszerben biztosítottam a részfeladatok metodikai illeszkedését és az egész projekt módszertani egységét.

A módszertan megválasztására és igazolására kísérleteket és elemzéseket végeztem a primerkör (Katona, Turi, Rátkai, 1989) dinamikai viselkedésének vizsgálatára. Egyedülálló robbantásos kísérleteket végeztem a reaktor főépület és a primerkör vizsgálatára (Katona et al, 1992) és (Halbritter et al, 1993a), (Katona et al, 1997). Különös eljárást igényelt a főépület modellezésének és dinamikai számításának optimális módja (Katona et al, 1995a), a primerkör és a befoglaló vasbeton konténment-tömb csatolt modellben történő leképzése és számítása (Katona et al, 1994a, Katona et al, 1999). Átfogó módszertani ismertetést (Katona, 2006b) tartalmaz.

Vizsgáltam a kisnyomású üzemzavari zónahűtő rendszer tartálya dinamikai viselkedését (Katona, 1997b), illetve egyes módszerek alkalmazhatóságát az irányítástechnikai keretek, (Katona, Kennerknecht, Henkel, 1995), illetve a föld alatti csővezetékek esetében (Krutzik et al, 1997), továbbá talaj-épület kölcsönhatás vonatkozásában (Halbritter et al, 1998). A megalapozáshoz végzett robbantásos kísérletet a NAÜ felvette a nemzetközi kutatási programjába (NAÜ, 2000), s ezek az eredményei szolgáltak referenciaként a VVER-440/213 típus esetére (NAÜ, 1999, p.82).

A módszertant hivatalosan dokumentálja a Paksi Atomerőmű Végleges Biztonsági Jelentés 3.8.3. fejezete. A földrengés-biztonsági megvalósításának módszertanát és annak alkalmazását a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség hat alkalommal, legutóbb 2009-ben, felülvizsgálta és megfelelőnek találta.

III. A földrengés-biztonsági projekt keretében megvalósult a paksi atomerőmű felülvizsgálata, megerősítése és minősítése a tervezés alapját képező biztonsági földrengésre.

Az I. és II. tézispont alatt hivatkozott munkák meghatározták a földrengés-biztonsági projekt tartalmát, végrehajtásának módját, s egyben sikeres megvalósítását is.

A felülvizsgálatokról a (Katona 1997a), (Katona 2003b), közleményekben számoltam be. Az elemzésekről és a megerősítésekről átfogó ismertetést (Katona, 2006b) ad. Az épületek megerősítésének koncepciójáról a döntés (Katona et al, 1999) alapján történt, a megerősítésekről (Katona, Hajmási, 1999), (Katona, Hajmási 2000a) és (Katona, Hajmási 2000b) szólnak. A gépészeti szerkezetek földrengésállóságának növelését, a megerősítés koncepciójáról való döntést (Katona et al, 1999), (Katona et al, 1999) alapozta meg és ismerteti. A viszkózus csillapítók alkalmazását a földrengés-állóság növelésére a kritikus üzemi rezgések csökkentésére – közreműködésemmel – kidolgozott megoldás üzemi tapasztalati adták az alapot (Katona et al, 1994b) és (Katona et al, 1994c).

A biztonságnövelő projekt tervét nukleáris biztonsági hatóság az RE-1103 sz. határozatával jóváhagyta, a projektet a Paksi Atomerőmű Zrt. sikeresen végrehajtotta. A technológiai koncepció alapján részleteiben kidolgozott technológiát és üzemzavar-elhárítási eljárást a RE-1728 sz. határozattal jóváhagyta, s az megvalósult a paksi atomerőműben. A megerősítések és az egész projekt sikeres végrehajtását az RE-1103 határozattal indított földrengésbiztonság növelési projekt lezárását a 2004.03.22-én kelt RE-3647 határozatában elfogadta. A földrengés-biztonsági projekt megvalósulásával elért biztonságot a Paksi Atomerőmű Végleges Biztonsági Jelentése (3.8.3. fejezet, illetve 15. fejezet) mint hivatalos dokumentum is tartalmazza, illetve a közleményeket hivatkozza.

IV. A valószínűségi biztonsági elemzésekkel összefüggésben a szerkezetek sérülékenységének új módszerekkel történő leírására tettem javaslatot és megadtam a kumulált abszolút sebesség mint kár-indikátor értelmezését.

Megállapítottam, hogy a szerkezetek teherviselő képességének eloszlása azért írható le jól lognormális eloszlással, mert a teherviselő képesség elképzelhető mint a medián kapacitás és a tervezési tartalékok véletlenszerűségét, s a bizonytalanságokat jellemző tényezők szorzata, s centrális határeloszlás-tétel szerint a szorzat eloszlásfüggvénye lognormális, függetlenül attól, milyen az egyes tényezők eloszlása (Katona, 2010b). Ezt a törvényszerűséget használtam ki például az I. tézispontban a várható megerősítések becslésére a próbaszámítások

eredményeinek feldolgozásánál, bár ennek egzakt megfogalmazását a közelmúltban dokumentáltam. Javasoltam a kumulált abszolút sebesség mint kár-indikátor alkalmazását és értelmeztem annak fizikai tartalmát, különös tekintettel a fáradásos törökremenetelre (Katona, 2010b) és (Katona, 2010c). E témakörben további eredményeim vannak közlés alatt (Katona, 2011b) és (Katona, 2011c). Javasoltam úgyszintén a sérülékenység leírására a p-doboz elméletet (Katona, 2010b).

6.2. AZ ÜZEMIDŐ-HOSSZABBÍTÁS MEGALAPOZÁSÁT SZOLGÁLÓ TUDOMÁNYOS EREDMÉNYEK

- V. Az üzemidő hosszabbításra vonatkozó stratégiai döntés során meghatározó kezdeményező és előkészítő szerepet játszottam. Meghatároztam az üzemidő hosszabbítás előkészítésének feladatait. *Kidolgoztam a Paksi Atomerőmű üzemidő hosszabbítása előkészítésének projekt-tervét, amelynek végrehajtásával elkészült az Üzemidő Hosszabbítás Programja.* E Program képezi az üzemidő hosszabbítás megvalósításának és az üzemeltetési engedély-kérelem megalapozásának alapját.**

Az üzemidő hosszabbítás elvi lehetőségét elsőként vettem fel 1992-ben, mérlegelve az atomerőmű műszaki állapota és a biztonságnövelés közötti sinergiákat (Katona, Bajsz, 1992). Ez szakmai bátorságot és előrelátást igényelt, hiszen ekkor még a VVER-440/V213 típusú blokkok biztonsága igazolásra várt, s egyes szakmai és politikai tényezők ezen erőművek bezárását sem tartották kizártnak.

Az üzemidő hosszabbítást a megvalósíthatósági tanulmány 2000-ben, majd az általam vezetett előkészítő projekt előzetes vizsgálatai is igazolták (Katona et al, 2001b), (Katona, 2002a), (Katona, 2002b). A projekt-tervben – kollégáimmal együttműködve – meghatároztam az akkor még kialakulóban lévő hazai követelmények és a nemzetközi gyakorlat alapján azokat a feladatokat és módszereket, amelyekkel megvalósítható a továbbüzemelés és igazolható a meghosszabbított üzemidő biztonsága. Ez s a későbbiek során a projekt végrehajtásának támogatása sokoldalú szakmai munkát követelt meg (lásd például Katona et al, 2004; Katona et al, 2010). Kiemelten fontos volt a nemzetközi gyakorlat feldolgozása (Katona, 2010d), a bevált módszerek kritikai felülvizsgálata, adaptálhatóságának értékelése lásd (Katona, Rátkai, Pammer, 2010) és (Katona et

al, 2010).

Kollégáimmal, Rátkai Sándorral és Kovács Ferencsel együtt kidolgoztam az Üzemidő Hosszabbítás Programját (Magyar Szabványügyi Hivatal nyilvántartási szám 000734), amelyet a Paksi Atomerőmű Zrt. az ÜHP 1107 M044/A sz. alatt 2008. okt. 28-án végrehajtásra elfogadott, s amit az Országos Atomenergia Hivatal Nukleáris Biztonsági Igazgatósága a HA 4918 sz. határozattal jóváhagyott.

A Program mint rendszer jelent műszaki-tudományos értéket, amelyben figyelembe vettük a VVER-440/V213 típus tervezési és gyártási sajátosságait, integráltuk a Paksi Atomerőmű Zrt. üzemeltetői gyakorlatát, a kutatási eredményeket, a nemzetközi tapasztalatot és jó gyakorlatot (Katona, Rátkai, 2008), (Katona, Rátkai, Jánosiné, 2009), (Katona, Rátkai, 2010) és (Katona, Rátkai, Jánosiné, 2010b). Az elvégzett vizsgálatok alapján a Program az öregedéskezelés új, a VVER-440/213 sajátosságaihoz illesztett, strukturált rendszerének kidolgozását, az élettartam elemzések egyedi metodika szerinti elvégzését, és az atomerőmű állapota fenntartásának egységes rendszerben történő megvalósítását határozza meg. A Program egyúttal meghatároz egy koherens élettartam-gazdálkodási rendszert is, amely kidolgozásához a VVER atomerőművek gyakorlatának kritikai áttekintését elvégeztem (Katona, 2010d).

6.3. AZ EREDMÉNYEK NEMZETKÖZI HASZNOSULÁSA

VI. Hozzájárultam a nemzetközi nukleáris biztonsági követelmények kifejlesztéséhez.

E komplex tudományos munka eredményei és tapasztalatai beépültek a nemzetközi nukleáris biztonsági szabályozásba és normatív jellegű dokumentumokba, amelyek szerzői kollektívájának tagja voltam.

A földrengés-biztonság területén:

Probabilistic Safety Assessment for Seismic Events. IAEA, Vienna, 1993. IAEA-TECDOC-724. ISSN 1011-4289. Printed by the IAEA in Austria. October 1993

IAEA-TECDOC-1176 Benchmark Study for the Seismic Analysis and Testing of WWER Type NPPs. 31 October 2000

Seismic Evaluation of Existing Nuclear Power Plants, IAEA Safety Reports Series No. 28, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2003

Az üzemidő hosszabbítás területén:

Plant Life Management for Long Term Operation of Light Water Reactors.: Principles and Guidelines. Technical Reports Series No. 448. IAEA, 2006, Vienna
Safety Aspects of Long term Operation of Water Moderated Reactors, IAEA-EBP-SALTO, IAEA, July, 2007, Vienna

NAÜ) SALTO Guidelines. Guidelines for Peer Review of Long Term Operation and Ageing Management of Nuclear Power Plants. IAEA Services Series No. 17., Vienna, 2008

Safe long term operation of nuclear power plants. Safety reports series no. 57, Vienna: International Atomic Energy Agency, 33p. ISBN: 9789201060082, 2008, Vienna

Ageing Management for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.12, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2009, (ISBN:978-92-0-112408-1)

7. KÖSZÖNETNYILVÁNÍTÁS

Köszönettel tartozom az MTA KFKI Atomenergia Kutatóintézetnek és egykori kollégáimnak, mert olyan indíttatást adtak, hogy a kutató munkát, bár közel harminc éve már az iparban dolgozom, feladni sem szándékom, sem kedven soha nem volt.

Köszönettel tartozom vezetőimnek és kollégáimnak a Paksi Atomerőmű Zrt.-nél azért, hogy tudományos tevékenységemet jóindulattal és támogatólag kezelték, sőt több kollégám igen hasznos személyes hozzájárulással is segítette.

Köszönettel tartozom azoknak a szakértőknek, vállalkozóknak, kül- és belföldieknek egyaránt, akik végrehajtóként részt vettek a földrengés-biztonsági és az üzemidő hosszabbítási projektek munkáiban azért, hogy engem együtt alkotó kollégaként kezelték.

8. HIVATKOZÁSOK

- AGNES Jelentés (1994), A Paksi Atomerőmű biztonságának újraértékelésére szolgáló AGNES projekt fő következtetései. KFKI AEKI, 1994. október.
- ANSI (2003) ANSI/ANS-58.21-2003, External Events PRA Methodology, March 2003.
- Arup (1995), VVER 440-213 Seismic Hazard Re-evaluation, PHARE Project No.:4.2.1, Ove Arup, Contract No 94-06000
- Bajsz J, Katona T (2002a) Achievements and challenges of Paks NPP, International Conference Nuclear Energy for New Europe 2002, Kranjska Gora, Slovenia, September 9-12, 2002
- Bajsz J, Katona T (2002c) Teljesítménynövelés a Paksi Atomerőműben. MAGYAR ENERGETIKA 3: pp. 10-14. (2002)
- Bus Z, Győri E, Katona T J (2006) Nukleáris létesítmények földrengésbiztonsága. A földrengéssel kapcsolatos nemzetközi szakirodalom feldolgozása és javaslatlattétel az NBSZ kötetek átdolgozására és a kiadandó útmutatókra, (2006), Georisk Kft, 2006
- Contri P, Katona T (2003) Safety Aspects of Long Term Operation of Nuclear Power Plants. In: 17th international conference on structural mechanics in nuclear engineering (SMiRT 17). Prague, Csehország, 2003.08.17-2003.08.22. Paper D02-1. DIVISION D: AGING, LIFE EXTENSION AND LICENSE RENEWAL (ISBN:80-214-2413-3)
- Csom Gy, Aszódi A, Gadó J, Gerse L, Hegyháti J, Katona T, Lux I (2006) Az új magyar energiapolitika tézisei a 2006-2030 közötti időszakra, 8. fejezet A nukleáris energia szerepe a jövő energiaellátásában, különös tekintettel a Paksi Atomerőmű jövőjére, készült a Gazdasági és Közlekedési Minisztérium felkérésére, 2006. január
http://www.gkm.gov.hu/data/cms753132/08albiz_teljesanyag.pdf
- Elter J. (2006), Insights from the seismic probabilistic safety analysis of Paks Nuclear Power Plant, International Conference on Reliability, Safety and Hazard, Mumbai 2005 (ICRESH05), in Reliability, Safety and Hazard: Advances in Risk-informed Technology, Editor: P.V. Varde, 2006, pp. 381–387.
- Elter E, Katona T J, Pécsi Zs (2007) A Paksi Atomerőmű tervezett üzemidő-hosszabbításának környezetvédelmi engedélyeztetési eljárása. MAGYAR ENERGETIKA 5: pp. 5-9.
- EPRI (1991) A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin (Revision 1) report NP-6041-M, Rev.1 EPRI, Palo Alto, 1991
- EPRI (1992) Generic Implementation Procedure for Seismic Verification of Nuclear Power Plant Equipment, Rev. 2, SQUG, 1992.
- EPRI (1988) Criterion for determining Exceedance of the Operating Basis Earthquake, EPRI NP-5930, July 1988
- GALL (2010) Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report, NUREG-1801, Revision 2 (December 2010), US NRC
- Györgyi J, Katona T, Lenkei P (2002) Szerkezeti és modellezési problémák a Paksi Atomerőmű földrengésbiztonsága értékelése és megerősítése során. Magyarország földrengésbiztonsága. Tudományos konferencia. , Győr, 2002. november 05.
- HSE (1988), The Tolerability of Risk from Nuclear Power Stations, Revised 1992, ISBN 0 11 886368 1.

- HSE (2009), ND guidance on the demonstration of ALARP (as low as reasonably practicable), T/AST/005 - Issue 4 - Rev 1, 20-01-2009, Health and Safety Executive, http://www.hse.gov.uk/foi/internalops/nsd/tech_asst_guides/tast005.htm
- Hajmási P, Katona T, Kovács P (2000), A Paksi Atomerőmű főépületének földrengésállósági megerősítése. In: Balázs LGy, Kovács B (szerk.), Tartók 2000: VI. Magyar Tartószerkezeti Konferencia. Budapest, Magyarország, 2000.05.25-2000.05.26. Budapest: Budapest University of Technology and Economics, pp. 196-213.(ISBN:963-420-640-9)
- Halbritter A, Katona T, Krutzyk NJ, Turi L (1993a) Dynamic Response of VVER-440/213 PAKS Nuclear Power Plant to Seismic Loading Conditions and Verification of Results by Natural Scale Experiments. In: Godoy A, Gürpınar A (szerk.) Proceedings of the SMiRT-12 Conference Seminar No. 16 on Upgrading of Existing NPPs with 440 and 1000 MW VVER type Pressurized Water Reactors for Severe External Loading Conditions. Vienna, Austria, 1993.08.23-1993.08.25. Vienna: IAEA, pp. 534-568.
- Halbritter A, Katona T, Krutzyk NJ, Ratkai S (1993b) Structural Dynamic Response of the Primary System of the VVER-440/213 PAKS NPP due to Seismic Loading Conditions. In: Godoy A, Gürpınar A (szerk.) Proceedings of the SMiRT-12 Conference Seminar No. 16 on Upgrading of Existing NPPs with 440 and 1000 MW VVER type Pressurized Water Reactors for Severe External Loading Conditions. Vienna, Ausztia, 1993.08.23-1993.08.25. Vienna: IAEA, pp. 569-582.
- Halbritter AL, Krutzyk NJ, Boyadjiev Z, Katona T (1998), Dynamic analysis of VVER type nuclear power plants using different procedures for consideration of soil-structure interaction effects. NUCLEAR ENGINEERING AND DESIGN 182:(1) pp. 73-92. (1998)
- IBJ (1996), Paksi Atomerőmű 1-2. blokk Időszakos Biztonsági Jelentés, Paksi Atomerőmű Zrt Paks, 1995-1996. Katona T által írt fejezetek: 1.1.5. A telephely földtudományi jellemzése, a mértékadó földrengés meghatározása; 3.4.6. A földrengésbiztonság (földrengés veszélyeztetettség) elemzése
- IBJ (1999), Paksi Atomerőmű 3-4. blokk Időszakos Biztonsági Jelentés, Paksi Atomerőmű Zrt Paks, 1998-1999, Katona T által írt fejezetek: 1.1.5. A telephely földtudományi jellemzése, a mértékadó földrengés meghatározása; 2.2.4. fejezet, Berendezések földrengés-állósági minősítése; 2-3. melléklet, Berendezések földrengés-állósági minősítése; 3.3.6. A földrengésbiztonság (földrengés veszélyeztetettség) elemzése.
- IBJ (2007), Paksi Atomerőmű 1-4. blokk Időszakos Biztonsági Jelentés, Paksi Atomerőmű Zrt Paks, 2007; ebben Burján T, Katona T, Papp S, 3.3.6.V számú vizsgálati jelentés, A földrengés-tűrés minősítésének felülvizsgálata
- IPEEE (1991), USNRC NUREG-1407 "Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities", May 1991.
- ISSC (2010) International Atomic Energy Agency, International Seismic Safety Center, <http://www-ns.iaea.org/tech-areas/seismic-safety/>
- Katona T, Turi L, Ratkai S (1989), Predvaritelnie issledovaniya seismostoykosti na AES Paks, ENERGO MASHINOSTROENIE 8: (Avgust, 1989) pp. 35-36., Moskva, UDK 699.841.002.5

- Katona T, Bajsz J (1992) Plex at paks - making a virtue out of necessity. NUCLEAR ENGINEERING INTERNATIONAL 37:(455) pp. 27-31.
- Katona T, Turi L, Halbritter A, Krutzik NJ (1992), Experimental and Analytical Investigation of PAKS NPP Buildings Structures. In: Proceedings of the Tenth World Conference on Earthquake Engineering. Madrid, Spanyolország, 1992.07.19-1992.07.24. Rotterdam: A.A.Balkema, pp. 1609-1618.
- Katona T, Ratkai S, Turi L, Halbritter AL, Krutzik NJ (1993), Dynamic Analysis of VVER-440 Nuclear Power Plant for Seismic Loading Conditions at PAKS. In: KUSSMAUL K F (szerk.) 12th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-12). Stuttgart, Németország, 1993.08.15-1993.08.20. Elsevier - North-Holland, pp. 229-234. Paper K08/4.
- Katona T, Ratkai S, Halbritter AL, Krutzik NJ, Schütz W (1994a), Requalification of the dynamic behavior of the primary system of the VVER-440/213 at PAKS. In: Duma G (szerk.) Proceedings 10th European Conference on Earthquake Engineering. Vienna, Austria, 1994.08.28-1994.09.02. Rotterdam: Balkema, pp. 2839-2845.(ISBN:90-5410-528-3 (set)
- Katona T, Ratkai S, Delinic K, Zeitner W (1994b), Reduction of operational vibration and seismic design of the feed-water piping system of the VVER-440/213 at Paks. In: Duma G (szerk.), 10th European Conference on Earthquake Engineering. Vienna, Ausztria, 1994.08.28-1994.09.02. Rotterdam: A.A.Balkema, pp. 2847-2852.
- Katona T, Ratkai S, Zeitner W, Richter G, Delinic K, Reinsch KH (1994c), Reduktion der Betriebsschwingungen der Speisewasserleitung des KKW Paks. In: 20th MPA Seminar: Safety and reliability of plant technology with special emphasis on approaches to lifetime extension of nuclear power plants. Vol. 1-2. Stuttgart, Németország, 1994.10.06-1994.10.07.
- Katona T (1995a), A Paksi Atomerőmű földrengésbiztonsága. ENERGIAGAZDÁLKODÁS XXXVI:(2) pp. 43-46. (1995)
- Katona T (1995b), Description of the ASTS at NPP Paks. In: Advisability of an Automatic Seismic Trip System (ASTS) in Nuclear Power Plants, : RER/9/035, IAEA, Vienna, Austria, (1995), pp. 64-78.
- Katona T, Kennerknecht H, Henkel FO (1995), Earthquake design of switchgear cabinets of the VVER-440/213 at Paks. In: Riera J D (szerk.), Transactions of the 13th international conference on structural mechanics in reactor technology (SMiRT-13). Porto Alegre, Brazília, 1995.08.13-1995.08.18. Porto Alegre: Universidade Federal do Rio Grande do Sul, pp. 435-440. Paper K073. DIVISION K: SEISMIC ANALYSIS AND DESIGN
- Katona T, Ratkai S, Halbritter A, Krutzik NJ, Schütz W. (1995a), Time versus frequency domain calculation of the main building complex of the VVER 440/213 NPP PAKS. In: Riera JD (szerk.), Transactions of the 13th international conference on structural mechanics in reactor technology (SMiRT-13). Porto Alegre, Brazília, 1995.08.13-1995.08.18. Porto Alegre: Universidade Federal do Rio Grande do Sul, pp. 187-192. Paper K032. Division K: Seismic analysis and design, vol. 3

- Katona T, Szepes K (1997), Seismic assessment and upgrading of the Paks nuclear power plant. SCIENCE AND TECHNOLOGY IN HUNGARY HU ISSN1215-489X: pp. 32-36. (1997)
- Katona T, Kostov M (1997) Seismic assessment and upgrading of nuclear power plants in Eastern Europe. In: International symposium on seismic safety relating to nuclear power plants. Kobe, Japán, 1997.03.03-1997.03.06. Paper 625/1573/1997.
- Katona T (1997a), Seismic assessment and upgrading of PAKS nuclear power plant. SMiRT-14 Post Conference Seminar No. 16, organized by the International Atomic Energy Agency. Vienna, Ausztria, 1997.08.25-1997.08.27. In: Seismic Evaluation of Existing Nuclear Facilities: IAEA-TECDOC-1202, Vienna. 2001, ISSN 1011-4289, pp. 9-17
- Katona T (1997b), Analysis of the Dynamic Behaviour of the Low-Pressure Emergency Core Cooling System Tank at Paks NPP. SMiRT-14 Post Conference Seminar No. 16, organized by the International Atomic Energy Agency. Vienna, Ausztria, 1997.08.25-1997.08.27. In: Seismic Evaluation of Existing Nuclear Facilities: IAEA-TECDOC-1202, Vienna. 2001, ISSN 1011-4289, pp. 305-321
- Katona T, Ratkai S, Halbritter A, Krutzik NJ, Schütz W (1997) Verification of dynamic characteristics and response results of the VVER-440/213 main building complex Paks based on latest blast experiments. In: Chokshi NC, Livolant M (szerk.) Structural mechanics in reactor technology: transactions of the 14th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 14). Lyon, Franciaország, 1997.08.17-1997.08.22. pp. 583-590. Paper KW2/8. PART 2., DIVISION K: SEISMIC ANALYSIS AND DESIGN
- Katona T (1999), The Paks Nuclear Power Plant: scientific inventions – practical applications, Fizikai szemle, ISSN 0015-3257, 1999. (49. évf.), 5. sz., pp. 186-198.
- Katona T, Papp S, Ratkai S, Halbritter A, Krutzik NJ, Schütz W (1999) Dynamic Analysis and Seismic Upgradings of the Reactor Cooling Systems of the VVER-440/213 PAKS 1-4. In: 15th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 14). Seoul, Dél-Korea, 1999.08.15-1999.08.20. Paper K11/3.
- Katona T, Hajmási P (1999) A Paksi Atomerőmű földrengésbiztonsági programja és a reaktor (üzemi) főépület földrengésállósági megerősítése : I. rész., MAGYAR ÉPÍTŐIPAR 11-12: pp. 346-350.
- Katona T, Bareith A, (1999), Seismic Safety Evaluation and Enhancement, at The Paks Nuclear Power Plant. In: Proceedings of the OECD/NEA Workshop on Seismic Risk: NEA/CSNI/R(99)28. Tokyo, Japán, 1999.08.10-1999.08.12. Paris: Nuclear Energy Agency, Paper III-3.
- Katona T, Kovács P (2000) Az atomerőmű-bővítés lehetőségei, Magyar energetika, ISSN 1216-8599, 2000. (8. évf.), 6. sz., pp. 9-12
- Katona T, Kovács P., Rátkai S. (2000), Plant lifetime management and possibility of lifetime extension at Paks NPP. SCIENCE AND TECHNOLOGY IN HUNGARY, pp. 112-117. HU ISSN 1215-489X
- Katona T, Hajmási P (2000a) A Paksi Atomerőmű földrengésbiztonsági programja és a reaktor (üzemi) főépületének földrengésállósági megerősítése : II. rész. MAGYAR ÉPÍTŐIPAR 1-2: pp. 39-43.

- Katona T, Hajmási P (2000b) A Paksi Atomerőmű földrengésbiztonsági programja és a reaktor (üzemi) főépület földrengésállósági megerősítése : III. rész. MAGYAR ÉPÍTŐIPAR 3-4: pp. 106-113.
- Katona T (2001a) Kettős szorításban – a magyar atomenergetika esélyei és lehetőségei, In: Vértés A. (szerk.) Nukleáris Tudomány és a 20. század, Budapest: Magyar Tudományos Akadémia, 2001, (ISBN:963-508-322-X), pp. 119-133.
- Katona T (2001b) Seismic Safety Evaluation and Enhancement at the Paks Nuclear Power Plant. In: Workshop on the seismic re-evaluation of all nuclear facilities: workshop proceedings. Ispra, Olaszország, 2001.03.26-2001.03.27.
- Katona T, Rátkai S, Jánosiné Bíró Á, Gorondi Cs (2001a) A Paksi Atomerőmű jövője MAGYAR TUDOMÁNY, ISSN 0025-0325 , 2001. (48.(108.) évf.), 11. sz., 1355-1363. p.
- Katona T, Rátkai S, Jánosiné Bíró Á, Gorondi Cs (2001b), Élettartam-hosszabbítás a paksi atomerőműben. FIZIKAI SZEMLE 12: pp. 341-346.
- Katona T (2002a), Élettartam-hosszabbítás a Paksi Atomerőműben. GÉP 11-12: pp. 8-9.
- Katona T (2002b) A Paksi Atomerőmű Rt. jövőképe – élettartam-gazdálkodás, élettartam-növelés. MAGYAR ENERGETIKA 2: pp. 25-30.
- Katona T (2002c) Élettartam-hosszabbítás a paksi atomerőműben, FIZIKAI SZEMLE 12: pp. 341-346.
- Katona T, Jánosiné Bíró A, Rátkai S (2002) Lifetime management and lifetime extension at the Paks Nuclear Power Plant. In: Nuclear power plant life management: Proceedings of an international symposium. Budapest, Magyarország, 2002.11.04-2002.11.08. Paper IAEA-CN-92/59.
- Katona T J (2003) Seismic upgrading of Paks NPP, International Symposium on Seismic Evaluation of Existing Nuclear Facilities, IAEA, Vienna, 2003. Paper IAEA-CN-106/51.
- Katona T, Jánosiné Bíró A, Rátkai S, Tóth A (2003a) Main Features of Design Life Extension of VVER-440/213 Units NPP Paks Hungary. In: 11th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 11). Tokyo, Japán, 2003.04.20-2003.04.23. Paper 36330.
- Katona T, Jánosiné Bíró A, Rátkai S, Toth A (2003b) Lifetime-Management and Operational Lifetime Extension at Paks Nuclear Power Plant. In: 17th international conference on structural mechanics in nuclear engineering (SMiRT 17). Prague, Csehország, 2003.08.17-2003.08.22. Paper D02-2. DIVISION D: AGING, LIFE EXTENSION AND LICENSE RENEWAL (ISBN:80-214-2413-3)
- Katona T, Rátkai S, Janosi AB, Gorondi C (2003c) Future of the Paks Nuclear Power Plant Lifetime-Management and Lifetime-Extension. In: Blombach J, Cojazzi GGM (szerk.) Lifetime management: proceedings of the 21st ESReDA seminar, hosted by Framatone - ANP. Erlangen, Németország, 2001.11.05-2001.11.06. Luxembourg: Office for Official Publications of the European Communities, pp. 21-36.(ISBN:92-894-5665-5)
- Katona T, Biro A J, Rátkai S, Palfi T, Toth A. (2004), Equipment Aging Management and Operational Lifetime Extension at the Paks Nuclear Power Plant. PVP2004-2975 In: Bezdikian G, Shah VN (szerk.) Aging management and license renewal: presented at

- the 2004 ASME/JSME Pressure Vessels and Piping Conference. San Diego, Amerikai Egyesült Államok, 2004.07.25-2004.07.29. New York: American Society of Mechanical Engineers, pp. 119-125. (PVP (Series); PVP-487.)(ISBN:0791846822)
- Katona T, Jánosiné Bíró A, Rátkai S, Ferenczi Z (2005a) Key Elements of the Ageing Management of the WWER-440/213 type Nuclear Power Plants. In: 18th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 18). Beijing, Kína, 2005.08.07-2005.08.12. Paper D02-4. DIVISION D: AGING, LIFE EXTENSION, AND LICENSE RENEWAL
- Katona T, Jánosiné Bíró Á, Czibolya L, Rátkai S (2005b) Aging Management Database at the VVER-440/213 Units of Paks NPP. 18th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 18): Post Conference Seminar 12, Beijing, Kína, 2005.08.07-2005.08.12.
- Katona T J (2006a) Core tasks of long-term operation and their relation to plant processes at Paks NPP. In: PLIM + PLEX 2006. Párizs, Franciaország, 2006.04.10-2006.04.11.
- Katona T (2006b) Nukleáris létesítmények telephely kiválasztására és vizsgálatára vonatkozó differenciált követelmények. SOM SYSTEM KFT. (2006)
- Katona T J (2006c) A Paksi Atomerőmű biztonságának szerkezet-dinamikai aspektusai. In: Györgyi J (szerk.) Szerkezetek dinamikája. Budapest: Műegyetemi Kiadó, 2006. pp. 375-392. (ISBN:963-420-868-1)
- Katona T J (2007), A paksi atomerőmű üzemidő-hosszabbítása. MAGYAR TUDOMÁNY 1: pp. 23-26.
- Katona T J, Rátkai S, Pammer Z (2007) Reconstitution of Time-limited Ageing Analyses for Justification of Long-Term Operation of Paks NPP. In: 19th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 19). Toronto, Kanada, 2007.08.12 Paper D02/2-1.
- Katona T J, Rátkai S (2007) Key Elements of Long-term Operation of WWER-440/213 units at Paks NPP. In: Second International Symposium on Nuclear Power Plant Life Management. Shanghai, Kína, 2007.10.15-2007.10.18. Vienna: IAEA, Paper IAEA-CN-155-003.
- Katona T J (2008) A nukleáris energia szerepe a fenntartható fejlődésben, Nukleon 17: 1-11
- Katona T J, Rátkai S (2008), Extension of Operational Life-Time of WWER-440/213 Type Units at Paks Nuclear Power Plant. NUCLEAR ENGINEERING AND TECHNOLOGY 40:(4) pp. 269-276.
- Katona T, Rátkai S, Jánosiné Bíró Á (2009) Extension of Operational Life-Time of WWER-440/213 Type Units at Paks Nuclear Power Plant. In: Proceedings of the ASME Pressure Vessels and Piping Conference. ASME 2009: Sustainable Energy for the Third Millennium. Prague, Csehország, 2009.07.26-2009.07.30. American Society of Mechanical Engineers, p. CD-ROM. Paper PVP2009-77911. (ISBN:9780791838549)
- Katona T, Rátkai S, Jánosiné Bíró Á, Gősi P (2009) Assessment and Management of Ageing of Civil Structures of Paks NPP. In: Proceedings of the ASME Pressure Vessels and Piping Conference. ASME 2009: Sustainable Energy for the Third Millennium. Prague, Csehország, 2009.07.26-2009.07.30. American Society of Mechanical Engineers, p. CD-ROM. Paper PVP2009-77513. (ISBN:9780791838549)

- Katona T J (2010a) Nuclear power generation as a reasonable option for energy strategies (Chapter 1). In: Tsvetkov P (szerk.) Nuclear Power. Rijeka: SCIYO, 2010. pp. 1-15. (ISBN:978-953-307-110-7)
- Katona T J (2010b) Options for the treatment of uncertainty in seismic probabilistic safety assessment of nuclear power plants. POLLACK PERIODICA 5:(1) pp. 121-136.
- Katona T J (2010c), Új elvi lehetőségek a földrengés PSA bizonytalanságának kezelésében. NUKLEON május:(3. évf.) Paper 63.
- Katona T J (2010d) Plant life management practices for water-cooled water-moderated nuclear reactors. In: Tipping PhG (szerk.) Understanding and mitigating ageing in nuclear power plants: Materials and operational aspects of plant life management (PLiM). Cambridge: Woodhead Publishing Limited, 2010. pp. 633-705. (Woodhead Energy Series; No. 4.) (ISBN:1 84569 511 9; 978 1 84569 511 8)
- Katona T J, Rátkai S, Jánosiné Bíró Á, Gosi P (2010) Time-limited Ageing Analyses for Justification of Long-Term Operation of Paks NPP. In: ASME International Mechanical Engineering Congress and Exposition. Vancouver, Kanada, 2010.11.12-2010.11.18. Paper IMECE2010-40201. (ISBN:978-0-7918-3891-4)
- Katona T J, Rátkai S, Pammer Z (2010) Reconstitution of time-limited ageing analyses for justification of long-term operation of Paks NPP. NUCLEAR ENGINEERING AND DESIGN Article in Press: p. Available online 15 May 2010. (2010) IF: 0.785* DOI: 10.1016/j.nucengdes.2010.04.012
- Katona T J, Rátkai S (2010) Programme of Long-term Operation of Paks Nuclear Power Plant. In: Transactions of ENC 2010: European Nuclear Conference 2010. Barcelona, Spanyolország, 2010.05.30-2010.06.02. Paper A0114. (ISBN:978-92-95064-09-6)
- Katona Tamás János, Rátkai Sándor, Jánosiné Bíró Ágnes (2010b) A paksi atomerőmű VVER-440/213 típusú blokkjai üzemidejének meghosszabbítása. GÉP 61:(4) pp. 3-11. Paper INDEX 25343.
- Katona T (2011a) Options for improvement of description of nuclear power plant seismic fragility. In: 39th ESReDA Seminar on Challenges in Structural Safety and Risk Analysis. Coimbra, Portugália, 2010.10.19-2010.10.21.
- Katona T J (2011b), Interpretation of the physical meaning of the cumulative absolute velocity. POLLACK PERIODICA közlésre elfogadva.
- Krutzik NJ, Schutz W, Boyadjiev Z, Katona T (1997) Dynamic behavior of buried pipelines of VVER 440 and VVER 1000 MW nuclear power plants. In: Chokshi NC, Livolant M (szerk.) Structural mechanics in reactor technology: transactions of the 14th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT 14). Lyon, Franciaország, 1997.08.17-1997.08.22. pp. 539-546. Paper KW2/1. PART 2., DIVISION K: SEISMIC ANALYSIS AND DESIGN
- Kennedy R. P. and Ravindra M. K. (1984) Seismic Fragilities for Nuclear Power Plant Risk Studies. Nuclear Engineering and Design, 79, 47-68, 1984.
- Marosi S, Meskó A (1997) A Paksi Atomerőmű Földrengésbiztonsága, szerkesztette: Marosi Sándor és Meskó Attila, Akadémiai Kiadó, Budapest, 1997.
- NAÜ (1988) Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, INSAG-3 1988, 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12, Vienna, 1999.

- NAÜ (1991), Safety Series No. 50-SG-S1 (Rev. 1), Earthquakes and Associated Topics in Relation to Nuclear Power Plant Siting, IAEA, Vienna 1991
- NAÜ (1992) Safety Series No. 50-SG-D15, Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants, IAEA, Vienna, 1992
- NAÜ (1993) Probabilistic Safety Assessment for Seismic Events. IAEA, Vienna, 1993. IAEA-TECDOC-724. ISSN 1011-4289. Printed by the IAEA in Austria. October 1993, Katona T. a szerzői kollektíva tagja
- NAÜ (1995) A Common Basis for Judging the Safety of Nuclear Power Plants Built to Earlier Standards, INSAG-8, IAEA, 1995
- NAÜ (1999) Final Report of the Programme on the Safety of WWER and RBMK Nuclear Power Plants, IAEA-EBP-WWER-15, IAEA, Vienna
- NAÜ (2000) Benchmark Study for the Seismic Analysis and Testing of WWER Type NPPs. IAEA-TECDOC-1176, 31 October 2000, Katona T. a szerzői kollektíva tagja
- NAÜ (2001), Modifications to Nuclear Power Plants, Safety Guide, Safety Standards Series No. NS-G-2.3, IAEA, Vienna, 2001
- NAÜ (2003a) Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No NS-G-1.6 IAEA, Vienna, 2003
- NAÜ (2003b) Seismic Evaluation of Existing Nuclear Power Plants, IAEA Safety Reports Series No. 28, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2003, Katona T. a szerzői kollektíva tagja
- NAÜ (2006b) Fundamental Safety Principles: Safety Fundamentals, IAEA Safety Standards Series No. SF-1, Vienna, 2006
- NAÜ (2006b) Plant Life Management for Long Term Operation of Light Water Reactors.: Principles and Guidelines. Technical Reports Series No. 448. , IAEA, Vienna, Katona T. a szerzői kollektíva tagja.
- NAÜ (2007) Safety Aspects of Long term Operation of Water Moderated Reactors, IAEA-EBP-SALTO, IAEA, July, 2007, Vienna
- NAÜ (2008a) SALTO Guidelines. Guidelines for Peer Review of Long Term Operation and Ageing Management of Nuclear Power Plants. IAEA Services Series No. 17., Vienna, International Atomic Energy Agency. Katona T. a szerzői kollektíva tagja.
- NAÜ (2008b) Safe long term operation of nuclear power plants. Safety reports series no. 57, Vienna: International Atomic Energy Agency, 33p. ISBN: 9789201060082 Katona T. a szerzői kollektíva tagja
- NAÜ (2009a) Safety Standards Series No NS-G-2.13, Evaluation of Seismic Safety for Existing Nuclear Installations, IAEA, Vienna, 2009
- NAÜ (2009b) Ageing Management for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.12, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2009, (ISBN:978-92-0-112408-1) Katona T. a szerzői kollektíva tagja
- NAÜ (2010) External Expert Support on Safety Issues, DRAFT SAFETY GUIDE, DS429, Vienna, 2010. <http://www-ns.iaea.org/standards/documents/draft-ms-posted.asp?s=11&l=85>

- NEA (2006) Nuclear Power Plant Life Management and Longer-term Operation. OECD Publishing. NEA No. 6105. ISBN: 9789264029248 OECD Code: 662006111P1.
Katona T. a szerzői kollektíva tagja.
- Newmark N.M., Hall W.J., (1967), Design Criteria for Nuclear Reactors Subjected to Earthquake Hazards, in Proceedings of the IAEA Panel on Aseismic Design and testing of Nuclear Facilities, Tokyo, Japan, June 1967, pp. 90-119
- Richner M, Tinic S, Ravindra M (2008) Comparison of PEGASOS Results with Other Modern PSHA Studies, OECD/CSNI Workshop, "Recent Findings and Developments in PSHA Methodologies and Applications" Lyon, April 7 – 9, 2008
- Tóth L, Győri E, Katona T (2002) A felszíni laza rétegsor hatása a földrengés okozta gyorsulásokra, Magyarország Földrengéskockázata, Győr, 2002
- Tóth L, Győri E, Katona T (2008) Current Hungarian Practice of Seismic Hazard Assessment. In: OECD NEA CSNI Workshop on Recent Findings and Developments in Probabilistic Seismic Hazards Analysis (PSHA) Methodologies and Applications. Lyon, Franciaország, 2008.04.07-2008.04.09. OECD NEA, pp. 313-344. Paper NEA/CSNI/R(2009)1.
- Stevenson J (1994), Unified Criteria Document to be used in Seismic Evaluation and Potential Design Fixes for the Paks Nuclear Power Plant VVER 440/213, Units 1-4, Stevenson & Associates, 93C1798C, Report 6.21, Rev. 1. 6/21/94
- Trampus P (2003) A reaktortartály szerkezeti integritása – különös tekintettel az üzemidő hosszabbításra, MTA doktori értekezés, 2003
- Trampus P., Jánosi B. Á., Pammer Z., Rátkai S., Szabó D. and Somogyi G. (2006) Adaptation of ASME requirements for ISI/NDE at Paks NPP, 5th International Conference on NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurised Components, San Diego, 10-12 May 2006