SPECIÁLIS TERVEZÉSI KÖVETELMÉNYEK

A biztonsági osztályba sorolt rendszerek tervezése

Katona Tamás János

2015.

Tartalomjegyzék

Ábrák:

Táblázatok:

Előszó

Jelen fejezetben három órában a biztonsági rendszerek tervezéséről kell szólni, amely területnek az NBSZ-ben „3A.3. SPECIÁLIS TERVEZÉSI KÖVETELMÉNYEK" című fejezet alatt külön négy oldalnyi terjedelmet szenteltek „3A.3.1. BIZTONSÁGI OSZTÁLYBA SOROLT RENDSZEREK TERVEZÉSE" címmel.

Valójában az NBSZ 3a számos helyén előfordulnak olyan követelmények, amelyek vagy általában a tervezésre érvényesek (élettartamra, veszélyekre történő tervezés), s így érvényesek a biztonsági rendszerek tervezésére is, vagy valamilyen partikuláris biztonsági rendszer (konténment, üzemzavari villamosenergia-ellátás rendszerei, stb.) tervezésére vonatkoznak, de az esetek jó részében általános jellegűek. Ugyanakkor az NBSZ 3A.3.1. fejezetében előfordulnak olyan tervezési követelmények, amelyek általánosabbak, s nem csak a biztonsági rendszerekre értendők (3A.3.1.0300.).

Ebből kiindulva az alábbiak vezérfonala nem az a huszonegy paragrafus (3a.3.1.0100.÷ 3a.3.1.2100.), hanem a tervezés maga.

Belátható, és az alábbiakban ezt be is mutatjuk, hogy a biztonsági rendszerek tervezése gyakorlatilag az egész NBSZ 3a kötet alkalmazásával történhet.

Az is belátható, hogy a mélységi védelem első és második szintjét képviselő rendszerek, rendszerelemek egy dologban különböznek a többi szint elemeitől: az első és második védelmi szint teljesítmény-paramétereit a villamosenergia-termelés műszaki-gazdasági optimuma határozza meg, míg a minőségét, megbízhatóságát, stb. ugyanazon követelmények, amelyeket érvényesíteni kell a biztonsági rendszerek tervezésénél.

1. A TERVEZÉSI CÉL

A reaktorok, atomerőművek tervezése során két alapvető célt kell megvalósítani:

- hatékonyan és megbízhatóan termelő kapacitást kell létrehozni;
- a létesítménynek biztonságosnak kell tenni.

A tervezés-fejlesztés iteratív eljárás, amely a termelő berendezés megalkotásával kezdődik, s amelyet a második cél érdekében biztonságot szolgáló rendszerekkel látnak el, sőt a biztonság érdekében magának a termelő kapacitásnak a konstrukcióját is módosíthatják. Az optimális konstrukció mindkét szempontból teljesíti az elvárásokat, de mint minimum, kötelezően teljesíti a biztonsági követelményeket.

A tervezés általános célja [1], hogy biztosítsa létesítmény lehető legmagasabb biztonsági színvonalát, s ennek érdekében, a nukleáris biztonsági szabályzatokkal összhangban, eszközöket, megoldásokat adjon arra, hogy

- ne következhessenek be üzemzavarok a reaktor (kiégett üzemanyag) feletti ellenőrzés elvesztése következtében,
- a tervben figyelembe vett üzemzavarok radiológiai következményei az ésszerűen megvalósítható legalacsonyabb szinten legyenek, és ne haladják meg hatósági korlátokat,
- a súlyos radiológiai következményekkel járó baleset lehetősége rendkívül kicsi legyen, s a következményeket gyakorlatilag megvalósítható legteljesebb mértékig csökkenteni lehessen.

Azt, hogy ezeket az általánosan megfogalmazott célokat a tervező elérte az erőmű szintű biztonsági mérőszámok, mint a kritikus lakossági csoportra meghatározott dóziskorlátok betartása, a zónaolvadás gyakorisága, a nagy kibocsátás gyakorisága minősíti, a korlátozó és kényszerítő intézkedések szükségessége és terjedelme, minősít. Ezek a kockázat-mértékre megszabott kritériumok akkor teljesülnek, ha a rendszerek, rendszerelemek szintjén a funkcionális, minőségi (megbízhatósági, szilárdsági, ridegtörési, stb.) és teljesítmény-kritériumok és határértékek teljesülnek. Ennek igazolása a determinisztikus és valószínűségi biztonsági elemzések tárgya.

2. A BIZTONSÁGRA TÖRTÉNŐ TERVEZÉS ALAPELVEI

A tervezésnél két alapvető elvet követnek: a mélységben tagolt védelem elvét, illetve a biztonsági relevancia szerinti fokozatosság elvét.

A mélységben tagolt védelem elve általános elv, mondhatjuk ez a biztonságra történő tervezés filozófiája. Ezt az NBSZ 3a „II. A mélységben tagolt védelem elvének alkalmazása" című fejezete taglalja, irodalomként lásd a NAÜ SSR-2/1 tervezésre vonatkozó követelményeit [2].

Míg a mélységben tagolt védelem elvének alkalmazása a biztonságra történő tervezés alapját jelenti, addig a biztonsági relevancia szerinti fokozatosság elvének alkalmazása biztosítja ezen el gyakorlati megvalósíthatóságát.

A biztonság a maga teljességében a tervezésen is túlmutató intézkedések összességével valósítható meg, úgymint:

1) a tervezési alap adekvát meghatározásával;
2) megfelelő, a mélységben tagolt védelem elvének alkalmazásával történő tervezéssel, amely magában foglalja
   a) a konstrukció megfelelő kialakítását;

b) az ellenőrzött metodikák, a nukleáris ipar területén előírt szabványok és jó ipari gyakorlat szerint végzett méretezést és ellenőrzést;

c) megbízható, minőségi és minősített termékek alkalmazását;

d) megfelelő műszerezést, szabályozást, védelmek alkalmazását, illetve ember-gép kapcsolat kialakítását;

3) üzemviteli, üzemzavar- és baleset- elhárítási eljárásokkal;

4) a megkövetelt műszaki állapot fenntartását szolgáló üzemeltetői programokkal (karbantartás, felülvizsgálatok, öregedés-kezelés, tervszerű felújítások és cserék, stb.), illetve a terv szintjén mindezek lehetőségének megteremtésével;

5) az üzemi rend fenntartásával;

6) a biztonság értékelésével, újraértékelésével és ezek eredményeinek hasznosításával a létesítmény minden életszakaszában kezdve a tervezés fázisától az időszakos biztonsági felülvizsgálatokon át;

7) az üzemeltetési tapasztalatoknak visszacsatolásával a létesítmény minden életszakaszában kezdve a tervezés fázisától az időszakos biztonsági felülvizsgálatokon át;

8) a fentiek során a biztonsági követelmények betartásával.

2.1. A MÉLYSÉGBEN TAGOLT VÉDELEM KONCEPCIÓJA

A mélységben tagolt védelem elvét alkalmazva a konstrukciós megoldások és védelmek logikailag is és fizikailag is egy hierarchikus védelmi rendszert képeznek. A konstrukció kialakítását meghatározó logikai és fizikai rendszerezés nem más, mint a mélységi védelem elvének realizálása a terv szintjén. (lásd az NBSZ 3a „II. A mélységben tagolt védelem elvének alkalmazása" című fejezetét.)

Logikailag a konstrukciós megoldások rendszere a normálisnak, megengedettnek tekintett állapotoktól való eltérést hivatott megakadályozni, majd az eltéréseket kezelni, ha azok mégis bekövetkeznének, megakadályozva, hogy a folyamatok kedvezőtlen irányban eszkalálódjanak, s ha ez mégis megtörténne a rendellenes vagy baleseti folyamatok kezelésére eszközöket kell biztosítani. Ezek az eszközök, megoldások a mélységben tagolt védelem harmadik, negyedik és ötödik szintjén vannak. A korábbi felfogásban a negyedik szinttel zárult a biztonsági rendszerek kategóriája. Ma, bár a negyedik szinten lévő rendszerek a „kiegészítő biztonsági eszközök", s a baleset elhárítási eszközöket is lehet külön kategóriaként megnevezni, lényegében a tervezés szempontjából ezek azonos fontosságúak, jóllehet úgy a tervezési alapjuk, mint a kivitelük lényegesen eltérhet a 3. szintet képviselő biztonsági rendszerekétől.

Fizikailag a gátak egymásba foglalt – mintegy doboz a dobozban – rendszere újabb és újabb gáttal védi a környezetet a létesítmény hatásaitól, illetve a létesítményt a környezet hatásaitól. A tervezésnek biztosítania kell (NBSZ 3a.2.1.2000.), hogy ezek a gátak megőrizzék integritásukat az üzemi, üzemzavari folyamatok, valamint a belső és külső veszélyek hatásaival szemben. Egynél több gát sérülését ki kell zárni. Ezért úgy a fizikai gátakat, mint a mélységben tagolt védelem szintjein lévő rendszereket egymástól a lehető legteljesebb mértékben függetlenné kell tenni, hogy az egyik szinten lévő rendszer hibája ne akadályozhassa a másik szinten lévő rendszer működését (3a.3.1.0300.). Kívánatos, hogy a súlyos baleset kezelésére szolgáló eszközök a biztonsági rendszerektől a lehető legteljesebb mértékben függetlenek legyenek. (Lásd a NAÜ SSR-2/1 tervezési követelményeit is [2].)

A mélységben tagolt védelem elve azt is jelenti, hogy nem csak a biztonsági, hanem a normál üzem rendszerei, rendszerelemei (gyakorlatilag az első két szint) tervezése során is a lehető legmagasabb minőségi normákat kell alkalmazni. A legfontosabb technológiai rendszereket, különösen a primerkör nyomástartó kontúrját, a legmagasabb minőséget biztosító normák szerint kell tervezni, jóllehet a primerkör elemeinek konstrukcióját, méreteit nem a biztonsági, hanem a termelési célnak megfelelően alakítják ki.

2.2. A BIZTONSÁGI RELEVANCIA SZERINTI FOKOZATOSSÁG ELVE

A rendszereket, rendszerelemeket biztonság szerinti fontosságuk alapján osztályokba sorolják, amelyet az NBSZ 3a kötet „II. Biztonsági osztályba sorolás" című fejezete határoz meg.

Az osztályba sorolás azonban nem lenne több, mint szimpla és öncélú dobozolás, ha az egyes osztályokhoz nem rendelnénk a fontosságnak megfelelően differenciált funkcionális, tervezési, gyártási, létesítési üzemeltetési és fenntartási követelményeket. Itt a biztonsági osztály szerint differenciált tervezési követelményekkel foglalkozunk, azaz az alkalmazható tervezési módszerek és szabványok differenciált megválasztását mutatjuk be. Ezek meghatározzák a rendszer/rendszerelem minőségi mutatóit, megbízhatóságát, s betervezett tartalékait.

A differenciált funkcionális követelményeket az NBSZ 3a kötet „II. Biztonsági osztályba sorolás" című fejezete részletesen meghatározza, kevésbé a tervezési, gyártási, létesítési, stb. követelményeket. Ezért itt ezekre, legfőképp a tervezési követelmények differenciálására koncentrálunk.

Az NBSZ 3a.2.2.3000. szerint a tervezés során a rendszerelem biztonsági osztályának megfelelő szabványokat és műszaki előírásokat kell alkalmazni. A legmagasabb minőségi szintet a reaktor-berendezés esetében követeljük meg, amely magában foglalja magát a reaktort, a reaktor hűtőkört és az ehhez kapcsolódó technológiákat, s amelyeket az ipar legmagasabb minőségi normái szerint kell megtervezni, jóllehet a reaktor-berendezés konstrukcióját elsődlegesen az határozza meg, hogy megadott teljesítményű zóna befogadására legyen képes. Például, a reaktor-berendezés tervezéséhez az ASME BPVC Section III [3], Class 1 osztályra vonatkozó (NB-3600) szabványt alkalmazzák, míg a többi, biztonsági osztályba sorolt rendszert, rendszerelemet (gépésztechnológiai és tartószerkezetet) pedig a besorolásuknak megfelelően az ASME BPVC Section III, Class 2 (NC-3600), illetve 3 osztályra (ND-3600) vonatkozó szabványok szerint tervezik. Az ASME BPVC Section III szabvány (eddig) legfontosabb részeit tartalmazza Magyarországon MSZ 27003 szabványsorozatként kiadták [4].

A gépészeti rendszerelemekre a biztonsági és földrengés-biztonsági osztályba sorolás és a tervezési szabvány összerendelésére mutat példát a 1. táblázat.

1. táblázat A követelmények differenciálása gépészeti rendszerelemek földrengésre való tervezésnél

<table>
<tr><td></td><td>1. biztonsági osztály</td><td>2. biztonsági osztály</td><td>3. biztonsági osztály</td><td>nem biztonsági osztály</td></tr>
<tr><td rowspan="3">1. szeizmikus osztály, a földrengés alatt és után aktív biztonsági funkciója van</td><td colspan="3">nyomástartás</td><td rowspan="4">nem értelmezhető</td></tr>
<tr><td>ASME BPVC III, NB-3600</td><td>ASME BPVC III, NC-3600</td><td>ASME BPVC III, ND-3600</td></tr>
<tr><td colspan="3">minősítés ASME QME-1-2007</td></tr>
<tr><td>2. szeizmikus osztály, a földrengés alatt és után passzív biztonsági funkciója van</td><td>ASME BPVC III, NB-3600</td><td>ASME BPVC III, NC-3600</td><td>ASME BPVC III, ND-3600</td></tr>
<tr><td>3. szeizmikus osztály, a kölcsönhatások miatt biztonsági funkciót veszélyeztet</td><td colspan="3">nem értelmezhető</td><td>ipari szabványok szerint, a kölcsönhatás kizárása</td></tr>
<tr><td>nem besorolt</td><td colspan="3">nem értelmezhető</td><td>ipari szabványok szerint</td></tr>
</table>

Más szabványrendszerek, mint például a francia AFCEN [6÷8], vagy az orosz PNAE [9÷11] nukleáris szabványsorozat esetében is létezik a nukleáris biztonsági előírásoknak megfelelő összerendelése a biztonsági osztálynak és az alkalmazható szabványnak.

A villamos és irányítástechnikai rendszerek, rendszerelemek esetében a legmagasabb biztonsági besorolásúakat az Institute of Electrical and Electronics Engineers (IEEE) 1E osztálynak megfelelő szabványok szerint tervezik (például IEEE Standard 603). A hasonló tárgyú orosz szabványok úgyszintén differenciának a biztonság szerint [12]. A villamos és irányítástechnikai IEC szabványsorozat hasonló elven épül fel, s ez is megjelent, mint MSZ IEC szabványsorozat [13].

A biztonsági funkcióval nem rendelkező rendszereket, rendszerelemeket az általános ipari gyakorlatnak megfelelően kell megtervezni.

A biztonsági osztályba sorolás mellett gyakorlat a földrengés-biztonsági kategorizálás, amelynek meg kell határoznia a tervezési alapba tartozó biztonsági földrengésre történő tervezést, illetve minősítést. Lényegében azáltal, hogy a biztonsági rendszereket a tervezési alapba tartozó veszélyek hatásával szemben védetté tesszük, értelmét veszíti a biztonsági mellett a földrengés-biztonsági osztályba sorolás. A külön földrengés-biztonsági osztályba sorolásnak történelmi alapja az volt, hogy a földrengést követő hűtést vagy dedikált rendszerekkel vagy pedig a redundáns biztonsági rendszerek egy ágával valósították meg, érvelve azzal, hogy a redundancia ebben az esetben kevesebbet hoz, mint egy ág megerősítése. Majd a történet előrehaladtával egy siker ág és egy back-up lett az elvárás, amelyet az újabb tervekben aztán a biztonsági rendszerek tervezési alapjának jelenkori meghatározása követett. A földrengés többszörös meghibásodásokat okozhat, s emiatt olyan komplex szekvenciákat kell kezelni, amelyhez minden eszköznek rendelkezésre kell állni. Ez indokolja a biztonsági rendszerek földrengés-állóságának egyöntetű kezelését. Van egy momentum, ami mégis figyelmet érdemel a földrengés és más külső hatások vonatkozásában. Nevezetesen, a külső veszélyek hatásai olyan meghibásodásokat okozhatnak a biztonsági funkcióval nem rendelkező rendszerelemek esetében, amelyek biztonsági funkciók megvalósulását akadályozzák valamilyen kölcsönhatás miatt, mint például rádőlés, elárasztás. A veszélyeztető rendszerelemet úgy kell megtervezni, hogy a biztonsági funkciót veszélyeztető meghibásodás, például megcsúszás, felborulás ne történhessen meg.

Külön szabályok, törvények foglalkoznak a tűzbiztonsági és robbanás-biztonsági osztályba sorolással, amelyet a tervezőnek figyelembe kell venni.

A biztonsági relevancia szerinti osztályozás jelentősen fejlődött, mindenekelőtt a kockázat szerinti megfontolások alkalmazása irányában. Ez lehetővé teszi, hogy a determinisztikus szemléletben biztonsági szempontból fontosnak ítélt egyes szerkezetek, rendszerek, és komponensek hozzájárulása a létesítmény kockázatához elhanyagolható lehet, míg másoknak, amelyeket a determinisztikus módszer szerint biztonsági szempontból irrelevánsnak osztályozunk, lehet jelentős hozzájárulása a létesítmény kockázatához. Ilyenek például azok a nem biztonsági rendszerek, amelyek sérülése egy külső hatásra veszélyeztetheti valamely biztonsági rendszer működését, vagy azok, amelyek a mélységi védelem elvének megvalósításához elengedhetetlenek. Az ilyen szemléletű osztályozás azon túl, hogy általában is növeli a biztonság céljából tett tervezői intézkedések céltudatosságát és hatékonyságát, racionalizálja a ráfordításokat a biztonsághoz való hozzájárulás mértékében. Ez egy olyan pont, amikor tervezés és a biztonsági elemzés egymásra hatása megnyilvánul.

Az osztályba sorolás és a szabványok összerendelésének korántsem egyszerű voltára ad némi rálátást a csatolt melléklet.

A nukleáris szabványok nemzetközi összehasonlítása és egymásnak való megfeleltetése fontos folyamat, hisz ez biztosítja az egyenlő biztonság megvalósítását. Erre példát a [14÷16] összehasonlító elemzések mutatnak. A 2. táblázat mutatja a szabványok megfeleltetését [16] alapján.

2. táblázat A tervezési követelmények differenciálása az egyes szabványokban [16]

	ASME Code	PNAE G-7-002-86 (concerning WWER)	PNAE G-7-008-89
General Contents and provisions	Rules for Construction Materials Requirements for Design Fabrication Examination Testing Boilers In-service Inspection	General provisions on strength Analysis Basic Definitions Allowable stresses Choice of Basic Dimensions Stress Classification in Check-up Calculation Procedure of Stress Determination Static Strength Stability Fatigue Strength Brittle Fracture Resistance Ratcheting Vibration Strength Material Properties Strength under Seismic Loading Appendices	Requirements for strength analysis. Material properties Section 1 – General provisions Section 2 – Design Section 3 – Materials Section 4 – Manufacturing, construction Section 5 – Hydraulic/pneumatic tests Section 6 – Valves and instrumentation Section 7 – ISI Section 8 – Registration and technical examination Section 9 – Equipment and pipeline operation. General requirements Section 10 – Examination of rules observing Section 11 – Investigation of accidents and failures
Component divisions and Classification	Division 1: Class 1 components Class 2 components Class 3 components Class MC Components Supports Core Support Structures Class 1 structures in elevated temperature service Division 2 Concrete Vessels and containment Division 3: Containment / transport for Nuclear Fuel and waste		Groups A, B and C of equipment and pipelines
Operating Conditions	Normal Conditions Upset Conditions Emergency Conditions Faulted Conditions Testing Conditions	**(NOC)** Normal Operating Conditions **(AOC)** Abnormal Operating Conditions **(ES)** - Emergency Situation **(H/PT)** - Hydraulic / Pneumatic Test	**(NOC)** Normal Operating Conditions **(AOC)** Abnormal Operating Conditions **(ES)** - Emergency Situation **(H/PT)** - Hydraulic / Pneumatic Test
Stress Categories	Primary (local, membrane & bending) Secondary Peak	Membrane (general and local) Bending (general and local) Thermal (general and local) Expansion stresses Mean tensile from mechanical loads (bolt or stud) Local with concentration (of all kinds)	

A francia RCC-M és az ASME BPVC Section III az anyagválasztást, a méretezést, a túlnyomás-védelmet, a gyártást, szerelést üzemeltetést és üzem közbeni felügyeletet, ellenőrzést közel azonos módon szabályozzák [14]. Ezt az azonosságot az EPR USA-beli típusengedélyezése során is kihasználtak. Az RCC-M és az ASME BPVC Section III közötti különbségre példát a 3. táblázatban láthatunk a C és a D használati szint megengedett feszültségeire vonatkozóan.

3. táblázat Az ASME BPVC Section III és RCC-M közötti különbség a Class 1 csővezetékek esetében

	RCC-M	ASME
Level C limit	$1{,}9S_m$	$\text{Min}[2{,}25S_m, 1{,}8S_y]$
Level D limit	$3S_m$	$\text{Min}[3S_m, 2S_y]$

2.3. A KIPRÓBÁLT MŰSZAKI MEGOLDÁSOK ALKALMAZÁSÁNAK ELVE

A kipróbált műszaki megoldások és termékek alkalmazása egy kézenfekvő módja annak, hogy a rendszerek, rendszerelemek előírt minősége, megbízhatósága, teljesítőképessége garantálható legyen (NBSZ 3a.2.1.2400.).

Az atomerőművek, nukleáris létesítmények tervezése szigorúan a szabályok/szabványok/kódok szerint történik (deisgn by rules), azaz a nukleáris biztonsági, sugárvédelmi, munkabiztonsági, stb. követelmények, jogszabályokban foglalt előírások betartásával és a nukleáris létesítményekre alkalmazható szabványok szerint és minőségirányítás mellett. Egyszerűsítve azt mondhatjuk, hogy a tervezés szabványok által meghatározott tevékenység, amely szabványok akkumulálják az ipari tudást és tapasztalatot. A kipróbált műszaki megoldásnak tekintjük a „szabályok szerint tervezést", hiszen a konstrukciós, a termék és anyagszabványok az adott iparágban a fejlesztések során végzett kísérletek sokaságára, használati tapasztalatokra épülnek, azok visszacsatolása révén, iteratív módon fejlődnek.

A nukleáris iparban, vagy más hasonló üzemeltetési körülmények között szerzett üzemeltetési tapasztalat is minősíti a termékeket.

A szerkezetek, komponensek tervezését, gyártását, minősítését, szerelését, üzemeltetetését, karbantartását és üzem közben ellenőrzését meghatározó szabványok, kódok kiválasztása a tervező elsődleges feladata. Ennek a rendszernek koherensnek kell lenni, hisz a méretezés és az anyagminőség, a gyártás minőségbiztosítása, stb. egymással kapcsolatban van és rendszert képez. Ezt a koherenciát, illetve a szabványok biztonsági osztálynak való megfeleltetését, a tervben be kell mutatni. A követelmény megjelenik az NBSZ 3a számos helyén (NBSZ 3a.3.1.2000. a), 3a.3.1.2100., 3a.3.3.0200., 3a.3.3.0300., 3a.3.3.1500., 3a.3.4.1200., 3A.3.6. fejezte, stb.).

A nukleáris ipar szabványai, előírásai a rokon iparágakban alkalmazotthoz képest szigorúbbak, arányosan a nukleáris energiatermelés potenciális kockázatával. Ezért a biztonság szempontjából fontos rendszereket és rendszerelemeket a nukleáris iparban elfogadott szabványok alkalmazásával kell tervezni (NBSZ 3a.2.1.2300.).

Ilyen, nemzetközileg elfogadott szabványrendszer az atomerőművek nyomástartó rendszerei, konténmentjei (acél és vasbeton) tervezésére kifejlesztett és folyamatosan tökéletesített ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Division I, amely a nukleáris létesítmények komponenseinek tervezési szabályait tartalmazza, a Section XI pedig az atomerőművi komponensek időszakos ellenőrzésének szabályait, az ASME OM Code pedig az atomerőművek üzemeltetése és karbantartása szabályait rögzíti. A BPVC Section III-Rules for Construction of Nuclear Facility Components-Division 2-Code for Concrete Containments a vasbeton konténmentek tervezési szabályait tartalmazza.

Az MSZ 27003 szabványsorozat [4] az ASME Code Section III szabványsorozatból csak a Magyarországon eddig is alkalmazott és érdekes részeket tartalmazza, ahogy azt a 4. táblázat bemutatja.

4. táblázat Az MSZ 27003 szabványsorozat

ASME-jelzet	MSZ-jelzet	Cím
NCA	MSZ 27003-0	Nukleáris létesítmények komponenseinek létesítési szabályai. 0. rész: Általános előírások az 1. és 2. szabványcsoporthoz
NB	MSZ 27003-1-1	Nukleáris létesítmények komponenseinek létesítési szabályai. 1-1. rész: 1. osztályú komponensek
NC	MSZ 27003-1-2	Nukleáris létesítmények komponenseinek létesítési szabályai. 1-2. rész: 2. osztályú komponensek
ND	MSZ 27003-1-3	Nukleáris létesítmények komponenseinek létesítési szabályai. 1-3. rész: 3. osztályú komponensek
NF	MSZ 27003-1-5	Nukleáris létesítmények komponenseinek létesítési szabályai. 1-5. rész. Tartók
NG	MSZ 27003-1-6	Nukleáris létesítmények komponenseinek létesítési szabályai. 1-6. rész: Zónatartó szerkezetek
kötelező melléklet	MSZ 27003-1-8	Nukleáris létesítmények komponenseinek létesítési szabályai. 1-8. rész: Kiegészítések az MSZ 27003 szabványsorozathoz
nem kötelező melléklet	MSZ 27003-1-9	Nukleáris létesítmények komponenseinek létesítési szabályai. 1-9. rész: Segédletek az MSZ 27003 szabványsorozathoz

A kipróbált műszaki megoldások alkalmazására vonatkozó követelmény azonban nem értelmezhető úgy, hogy az akadálya lehessen a fejlesztéseknek (NBSZ 3a.2.1.2400.).

Az elmúlt évtizedek során szinte minden, a biztonsággal összefüggő területen folytak fejlesztések. Jelentős anyagtudományi és gyártástechnológiai fejlesztés történt a nagyméretű vastag falú, nagynyomású tartályok, mint a reaktortartály és a gőzfejlesztő gyártása és kovácsolással történő kialakítása terén.

A fejlesztések középpontjában korábban leginkább a rendszertechnikai és termohidraulikai jellegű fejlesztések, majd az elektronikai, programozott eszközök alkalmazásával kapcsolatos fejlesztések voltak.

Közismert példája volt a szabványos megoldások meghaladásának a VVER-440/213 típusú atomerőmű lokalizációs tornyának, s benne a buborékoltató kondenzátornak megtervezése, amely működőképességét, igaz utólag, egy TACIS program keretében nagyléptékű kísérlettel igazolták [17].

Evolúciós fejlesztés példája az EPR. Itt az üzemzavari zónahűtés négy hidroakkumulátorral, továbbá négy párhuzamos, 100% kapacitású, független és fizikailag szeparált üzemzavari hűtőrendszerből áll. Ebben az esetben a rendszerelemek kipróbáltsága, minősítése a garancia a funkció megbízható megvalósulására.

Minden új, vagy ma a piacon lévő atomerőmű típusesetében kísérleti igazolást igényelnek a balesetkezelés megoldásai, mint például az olvadékfogó alkalmassága, vagy az extrém terhek (nem szabványos) elviselésének igazolása követel, mint a repülőgép rázuhanás.

Revolúciós megoldások esetében a betervezett rendszerelemek kipróbáltsága kevés az alkalmasság igazolásához, hiszen itt alapvető termohidraulikai vizsgálatokkal lehet csak igazolni az alkalmasságot. Az AP1000 estében négy passzív biztonsági rendszert alkalmaznak. Ilyen a zóna üzemzavari hűtőrendszer, a biztonsági befecskendező és nyomáscsökkentő rendszer, maradványhő elvitelére szolgáló rendszer és a konténment hűtőrendszere. A passzív rendszerek alkalmasságát nagyléptékű kísérletekkel ellenőrizték, míg az idea megvalósítása, vasba-betonba öltöztetése már a szabályok szerinti tervezéssel történt, hisz az AP1000 acél konténmentet mint nyomástartó kontúrt az ASME BPVC Section III szerint kell tervezni.

A legjelentősebb fejlődés történt és várható még a digitális biztonsági eszközök, irányítástechnika terén. A közelmúltban több digitális rendszert dolgoztak ki biztonsági rendszerek vezérlésére, például az Invensys Triconex TRICON, az AREVA/Framatome Teleperm XS, illetve a Westinghouse Common Q fejlesztése. A

legfontosabb kérdés a digitális eszköz s a szoftver verifikációja és validációja, lásd például az IEEE 1012 sorszámú szabványát. Az NBSZ 3a.4.5.1800.szerint a tudomány és technológiai fejlődés eredményeit alkalmazni kell az irányítástechnikai tervezés során. Korszerű, ugyanakkor megfelelő üzemi tapasztalatokkal rendelkező berendezéseket kell használni. A gyártásból kiszoruló technológiák alkalmazását kerülni kell. A rendszerek tervezésekor figyelembe kell venni az irányítástechnika viszonylag rövid életciklusát és a későbbi biztonságnövelés lehetőségét is.

Az elmúlt évtizedekben óriási fejlődés volt tapasztalható a tervezői szoftverek, CAD/CAM rendszerek terén, s ez a tendencia minden bizonnyal folytatódik. Konkrét szabványok léteznek az alapvető mérnöki szoftverek, mint a szilárdságtani, folyadékmechanikai számítási eszközök verifikációjára és validációjára, lásd az ASME verifikációs és validációs szabványait (lásd [18÷20]).

Különös jelentősége van a biztonsági elemzés szoftvereinek, amelyek esetében a verifikáció, validáció rendkívül fontos, hiszen a biztonsági elemzés ma szimultán folyik már a tervezéssel, s a szerepe is egyre nagyobb (3a.2.3.0100.). A determinisztikus elemzések számítási, szimulációs eszközeinek, az extrém terhek alatti technológiai és szerkezeti viselkedés elemzésére, s határterhelhetőség számítására szolgáló szoftverek verifikálása a nagyléptékű tesztek alapján történik, példaként lásd (3a.4.1.2700. d)). A számítási eszközök validációjára, illetve egyes reaktortípusok elemzésére több nemzetközi benchmark gyakorlatot szervezetek [21], s ez kiváló módja az eszközök nemzetközi minősítésének.

2.4. A BIZTONSÁGRA TÖRTÉNŐ TERVEZÉS GYAKORLATI MEGVALÓSÍTÁSA

A biztonságra történő tervezés – azon túl, hogy speciális biztonsági rendszereket és eszközöket kell konstruálni az üzemzavarok, balesetek kezelésére – egymással összefüggő részfeladatok halmazaként fogható fel, melynek elemei a következők:

- tervezés tartalékokkal, a hirtelen tönkremenetel, a „cliff-edge” lehetőségének kiküszöbölése,
- tervezés a belső és külső veszélyek hatásaira,
- tervezés minőségre és megbízhatóságra,
- tervezés élettartamra,
- tervezés építhetőségre,
- ember-gép kapcsolat megtervezése,
- fizikai védelem megtervezése,
- baleset-elhárítás megvalósításának megtervezése.

Az alapvető tervezési célok teljesítését az olyan koncepciók, eszközök és megoldások teszik lehetővé, mint (3a.3.1.0100., 3a.3.1.0200., 3a.3.1.0300., 3a.3.1.0400., 3a.3.1.0500., 3a.3.1.0600., 3a.3.1.0700.):

- az „egy funkció egy rendszer” elv alkalmazása,
- az egyes biztonsági funkciót megvalósító rendszerek többszörözése, a redundancia alkalmazása,
- a redundáns rendszerek egymástól eltérő kivitelezése, eltérő elemekből való felépítése, azaz a diverzitás alkalmazása,
- az egyes rendszerek vagy azonos funkciót megvalósító redundáns rendszerek térbeli szétválasztása,
- a rendszerek (segédenergia) villamosenergia-ellátásnak funkcionális és térbeli szétválasztása,
- a létesítmények, blokkok funkcionális függetlenségének biztosítása, amennyiben egy telephelyen több lenne,
- kipróbált eljárások és eszközök, gyártmányok alkalmazása,
- minősített komponensek alkalmazása,

- az egyszerűségre való törekvés,
- a meghibásodás-védett eszközök alkalmazása,
- a passzív, inherensen biztonságos eszközök alkalmazása,
- operátori beavatkozás szükségességének korlátozása,
- külső beavatkozás szükségességének korlátozása, illetve
- a fentiek ésszerű kombinációi.

3. A BIZTONSÁGI RENDSZEREK TERVEZÉSE

3.1. A TERVEZÉS FOLYAMATA

Az NBSZ 10. kötete szerint a biztonsági rendszerek a nukleáris létesítmények biztonság szempontjából fontos rendszerei közül azok, amelyeket ~~részben vagy~~ kizárólag olyan funkciók teljesítése céljából terveztek és építettek be, amely funkciók csak valamely kezdeti eseményt követően válnak szükségessé, és a biztonság fenntartását, helyreállítását, valamint a nemkívánatos folyamatok következményeinek enyhítését célozzák.

A biztonsági rendszerek konstrukciós sokféleségét nem célunk itt bemutatni, csak a tervezés általános kérdéseivel foglalkozunk.

A biztonsági rendszerek tervezése valamely kezdeti esemény[1] elemzéséből indul ki (NBSZ 3a.2.2.4000., 3a.2.2.4500.).

Ahogy azt az NBSZ 3a.2.2.3900. bekezdés előírja, a nukleáris biztonság szempontjából fontos rendszerekre és rendszerelemekre vonatkozó határfeltételeket és tervezési követelményeket a TA2-4 és a TAK1-2 üzemállapotokat eredményező kezdeti eseményekből, illetve azokból a körülményekből kell származtatni, amelyek között teljesíteniük kell a biztonsági funkcióikat. Ennek során, első lépésként, a szükséges biztonsági beavatkozást, funkciót és az azt megvalósító rendszert azonosítjuk. Ez egyúttal meghatározza a rendszer biztonsági (és földrengés-biztonsági) osztályát, a minőségi és minősítési követelményeket is.

Például a kezdeti esemény, például a primerköri hűtőközeg-vesztés termohidraulikai szimulációja megmutatja, hogy az üzemzavari zónahűtésnek a tranziens során mikor, milyen paraméterű és mennyiségű közegáramot kell a primerkörbe betáplálni ahhoz, hogy a hűtőközeg elvesztése következtében az üzemanyag integritása (első gát a mátrix, a második a burkolat) megmaradjon, aminek hőmérsékleti kritériumai vannak. Ergo, a kezdeti esemény(ek) elemzéséből a biztonsági rendszer funkciója túl, a rendszer teljesítmény paraméterei is származtathatók, azaz előállnak a rendszer specifikációjának alapelemei.

Lényegében a kezdeti esemény elemzéséből származtathatók a biztonsági rendszer tervezési alapjának a biztonsági rendszer funkciójára, teljesítmény paramétereire és minőségére vonatkozó részei.

Magának a biztonsági rendszernek a tervezése ezután az alábbi fő lépésekben történik (itt az elvárt többszörözéstől függetlenül egy rendszerről lesz szó):

1) A funkciónak megfelelő rendszer- vagy technológiai terv kidolgozása, amely magában foglalja az alábbiakat:

[1] Az azonos folyamatokat eredményező kezdeti eseményeket csoportosítják és az adott csoport következményei burkolóját veszik a tervezés alapjának.

a) A process/system-flow-diagram (PFD) elkészítése, amely a rendszer termohidraulikai tervezésének (hőséma számításának) eszköze, amivel az elvárt teljesítmény-paramétereket biztosítja a tervező, s egyben további részleteket specifikál.

b) A rendszer P&ID diagramjának kidolgozása, ami már tartalmazza a csővezetékeken és komponenseken túl a teljes részletes cső és komponens specifikációt, beleértve

c) a biztonsági, földrengés-biztonsági osztály meghatározását (NBSZ 3A:2.2. II. Biztonsági osztályba sorolás,

d) a minősítési követelményeket (NBSZ 3A.3.2. IV. Rendszerelemek környezetállósági minősítése),

e) a szükséges villamos, mérés- és irányítástechnikai rendszereket, (lásd NBSZ 3A.4.5. VILLAMOS RENDSZEREK ÉS IRÁNYÍTÁSTECHNIKA című fejezetét),

f) az olyan részleteket is, mint

i) a feltöltés, leürítés, légtelenítés,

ii) az alfanumerikus azonosítókat, sőt

iii) gyártmány, típus, szállító megjelölését is.

2) A rendszer térbeli elhelyezése (ami nem független a méretek meghatározásától!). Itt érvényesíteni kell az elhelyezésre, diszpozícióra vonatkozó követelményeket (lásd az NBSZ 3A.3.5. ELRENDEZÉS c. fejezetét, illetve például a 3a.3.2.4300. bekezdést).

3) A csővezetékek, komponensek szilárdsági méretezése (lásd NBSZ 3A.3.3. NYOMÁSTARTÓ BERENDEZÉS ÉS CSŐVEZETÉK TERVEZÉSE című fejezetét), amely magában foglalja:

a) A szerkezetet érő hatások meghatározását, azaz

i) a termohidraulikai számítások eredményeiből a nyomás- és hőmérséklet adatok származtatását. több tranziens esetén a burkoló megállapítását, a bizonytalanságok kezelését,

ii) dinamikus hidraulikai hatások (vízütés, csőlengés) meghatározását, ha vannak ilyenek,

iii) belső veszélyek hatásainak meghatározását (figyelembe véve a térbeli szétválasztást, az elmozdulás-gátlók alkalmazását, a lokális védelem lehetőségét), (lásd az NBSZ 3a.2.2.4700., 3a.2.2.4800., valamint a 3a.3.6.1800.÷ 3a.3.6.2000. bekezdéseit),

iv) a külső veszélyek hatásainak meghatározását, amelyhez esetenként az épület dinamikus válaszának ismeretére van szükség (például földrengés esetén a padlóspektrumokra), (lásd NBSZ 3a.2.2.4300., valamint a „3A.3.6. SPECIFIKUS VESZÉLYEZTETŐ TÉNYEZŐK" című fejezetet),

b) A szerkezeti anyagokra és ezzel együtt a rendszer vízüzemére vonatkozó követelményeket, a csatlakozó rendszerekkel való kompatibilitás követelményeit (lásd az NBSZ 3A.3.2. II. Szerkezeti anyagokkal kapcsolatos követelmények, III. Vegyészet).

c) A méretezést és ellenőrzést.

4) A fentiek alapján gyártási, szerelési tervek kidolgozása (lásd az NBSZ számos részét, például 3a.3.2.4500., 3a.3.2.4600.).

5) Üzemeltetési, karbantartási, felülvizsgálati (NBSZ 3a.3.2.4100., 3a.3.2.4200., 3a.3.2.4400.), öregedés-kezelési programok kidolgozása (lásd még összefoglalóan az NBSZ 3A.3.2. TERVEZÉS ÉLETTARTAMRA című fejezetét).

A fenti tervezési lépések egymással szorosan összefüggenek. Nyilvánvaló, hogy a biztonsági rendszereket (különös tekintettel a többszörözésükre) úgy kell tervezni, hogy azok üzem közben szükséges ellenőrzése (NBSZ 3a.3.1.1300.), karbantartása vagy tesztelése miatt az atomerőművet ne kelljen leállítani (NBSZ 3a.2.2.9000.). A megengedhető karbantartási időket, illetve a meghibásodott állapot tűrésének maximális idejét valószínűségi biztonsági elemezésekkel lehet megállapítani.

Az NBSZ 3a.2.2.3800. szerint a nukleáris biztonság szempontjából fontos rendszerek és rendszerelemek alapvető fizikai jellemzőire tervezési korlátokat és határértékeket kell meghatározni az atomerőmű minden üzemállapotában. A tervezési korlátoknak és határértékeknek meg kell felelniük a nukleáris biztonsági követelményeknek és az alkalmazott szabványoknak. Itt tehát érvényesíteni kell az NBSZ 3a minden a szabványok alkalmazásával kapcsolatos követelményét.

Belátható, és az alábbiakban ezt be is mutatjuk, hogy a biztonsági rendszerek tervezése gyakorlatilag az egész NBSZ 3a kötet alkalmazásával történhet.

Az alábbiakban a tervezés egyes részleteit taglaljuk.

3.2. A REDUNDANCIA HASZNA

Az adott funkciót megvalósító rendszerek többszörözése, azaz kétszeres, háromszoros redundancia alkalmazása a biztonsági rendszereknél – eltekintve a teljes erőművet érintő hatásokat okozó veszélyektől, mint a földrengés – igen jelentősen növeli a biztonsági rendszer rendelkezésre állását.

A redundancia preferált tervezői eszköz a biztonsági funkció megbízhatóságának fokozására különösen az evolúciós III. és III+ generációs atomerőművek esetében. Erre példa az EPR terve a négy teljes kapacitású üzemzavari zónahűtő és villamosenergia-ellátó rendszerrel. Ha a funkció megvalósulásához *n* elemből *m* működőképessége szükséges és az elemek azonosak, azaz a meghibásodásuk valószínűsége is egyenlő, *p*, akkor a funkció elmaradásának valószínűsége, *P* az alábbi módon számolható:

$$P = 1 - \sum_{i=0}^{i=n-m} \binom{n}{i} p^i (1-p)^{n-i} \tag{1}$$

Ha *p* és *n* nem nagy értékek, akkor jó közelítéssel írhatjuk:

$$\mathrm{P} = \frac{\mathrm{n!}}{(\mathrm{n-m+1})!(\mathrm{m-1})!} \mathrm{p}^{\mathrm{n-m+1}} \tag{2}$$

és egy rendszer is elegendő a funkció teljesüléséhez

$$\mathrm{P} = \mathrm{p}^{\mathrm{n}} \tag{3}$$

A redundancia hatékony, ha lokalizált hatásokra vagy meghibásodásokból induló üzemzavari szekvenciák kezeléséről van szó, de szinte alig, ha a hatás minden rendszert egyszerre, egy időben érint, mint földrengés esetén.

3.3. BELSŐ ÉS KÜLSŐ VESZÉLYEKRE VALÓ TERVEZÉS

A biztonsági rendszereknek védettnek kell lenni a külső és belső veszélyek hatásaitól. Erről az NBSZ 3a.3.1.0800., 3a.3.1.0900. és 3a.3.1.1000. rendelkezik. Az egyes veszélyek hatásaira való tervezés követelményei az NBSZ 3A.3.6. SPECIFIKUS VESZÉLYEZTETŐ TÉNYEZŐK című fejezete alatt találhatók.

A mai tervezési gyakorlatban és követelmények mellett, a mélységi védelem 3. szintjét képező biztonsági rendszerektől eltérő, dedikált rendszereket a TAK1 és TAK2 kezelésére terveznek. Ezek tervezése sajátos, úgy követelmény, mint gyakorlat szintjén eltér a biztonsági rendszerek tervezésétől (lásd az NBSZ „3A.2.1. ALAPVETŐ TERVEZÉSI KÖVETELMÉNYEK" alatt a „IV. A tervezési alap kiterjesztése című fejezete"t). Ezt a 4. fejezetben taglaljuk.

A belső és külső hatások során kialakuló körülményekre a környezetállósági minősítés szabályait az NBSZ3a „IV. Rendszerelemek környezetállósági minősítése" című fejezete írja le.

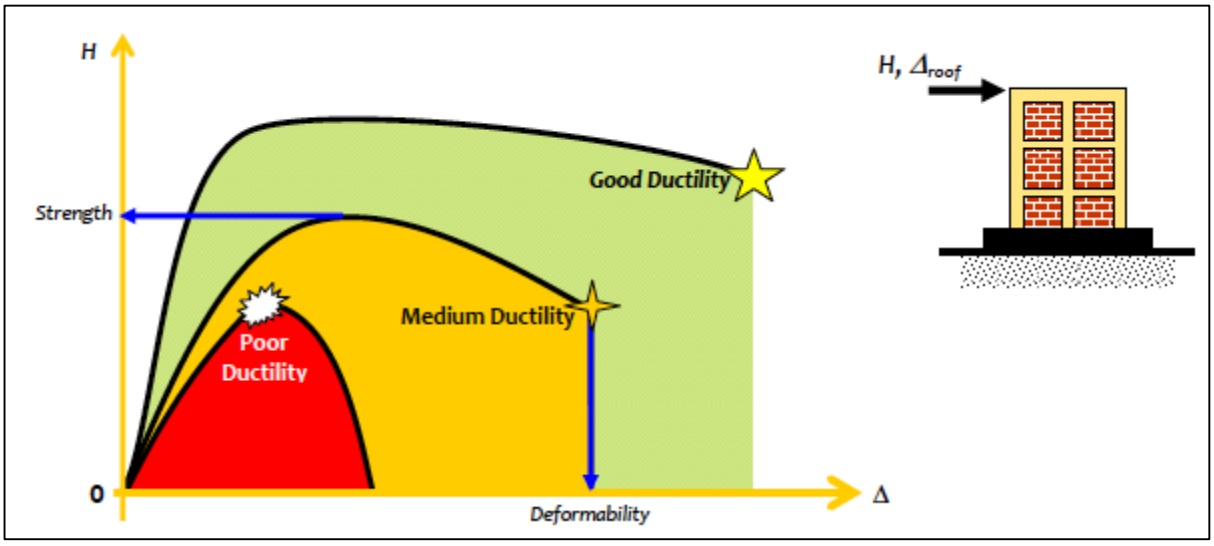
3.4. TERVEZÉS TARTALÉKOKKAL

3.4.1. A HATÁS ÉS A TEHERBÍRÁS KONZERVATÍV MEGÁLLAPÍTÁSA

A tervekben megfelelő tartalékokat kell biztosítani a tervezési módszerek, eszközök pontatlansága, a tervezésnél figyelembe vett terhek bizonytalansága, a gyártási és szerelési tűrések és feltételezhető hibák, valamint a tervezett üzemidő alatti öregedés által okozott romlás ellensúlyozására (NBSZ 3a2.1.2200.). Ezen bizonytalanságok kezelése a szabályok szerinti tervezés eszköztárába tartoznak, s felölelik

- a hatások reprezentatív értékeinek,
- a teherbírás/ellenállás értékeinek,
- az anyagjellemzők

meghatározása bizonytalanságának kezelését. Ezen túl a konstrukció kialakítása és a megfelelő anyagválasztás is hozzájárulnak a tervezés tartalékaihoz, úgymint az ismétlődő, alteráló terhelés esetén a szerkezet energiaelnyelő képessége, duktilitása (NBSZ 3a.3.6.0800., 3a.3.6.0900.). (A duktilis viselkedést szemlélteti az 1. ábra. A 2. ábra a Kashiwazaki-Kariwa Atomerőműben a Niigata-Chuetsu-Oki földrengés hatására bekövetkező tartály-sérülést mutatja, amely az anyag duktilitásának köszönhetően nem vezetett a tartály teljes tönkremeneteléhez.)



1. ábra Az alakváltozás-igénybevétel és a tönkremenetel a duktilitás függvényében

Követelmény, hogy a szívós, az üzemi hatásokra nem, vagy csak meghatározott mértékben ridegedő anyagok alkalmazása (NBSZ 3a.3.3.0500., 3a.3.3.1400.). (Ez utóbbi különösen a reaktor-tartály esetében döntő, lásd az NBSZ 3a.2.4.1000. bekezdését.)

A tervezési tartalékok a hatások és a teherviselő képesség bizonytalanságát az alábbiak szerint kezelik:

Ad 1. A hatás tervezési értékének meghatározásánál azt kötjük ki, hogy a hatás egy megadott értéket csak igen kis valószínűséggel haladjon meg az élettartam alatt. Például az a földrengésre történő tervezésnél kikötjük, hogy a tervezés alapját képező maximális vízszintes gyorsulás meghaladásának éves gyakorisága legyen 10-5/év. Másfelől, a hatás várható értékéhez képest a mértékadó értéket konzervatív irányban, a szórás figyelembe vételével megnövelve vesszük fel, például a 84%-os percentilist használva inputként.

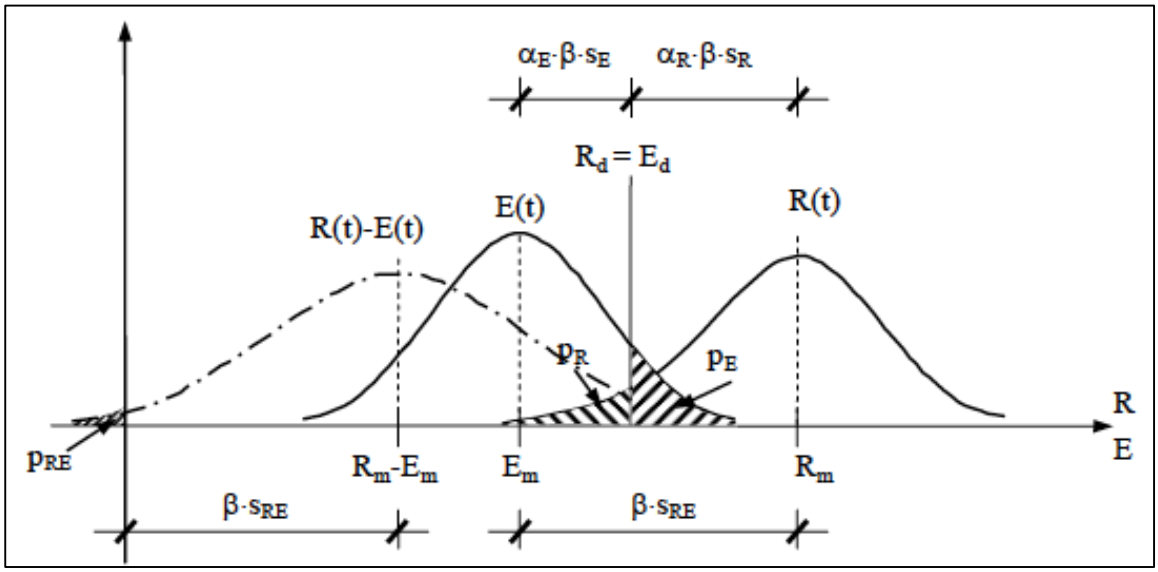
Ad 2. Az ellenállás számításának bizonytalansága eszköz és modellfüggő. Erre a tervezési szabványok konzervatív biztonsági tényezőket határoznak meg. A teherbírás tervezési értéke például az EUROCODE-ban az adott szerkezethez tartozó teherbírási sűrűségfüggvény 1‰ kvantiliséhez tartozó értéke [22].

Ad 3. Az anyagjellemzők bizonytalanságát, szórását az anyagszabványok és a tervezési eljárások kezelik megfelelő biztonsági tényezőkkel figyelembe veszik. Az ellenállás, ezen belül az anyagtulajdonságok időbeli változásának meghatározására öregedés-elemzéseket kell elvégezni, vagy a tapasztalatok alapján az öregedés hatását korrekcióba venni a méretezésnél.

2. ábra Duktilis tartályanyag elelefántláb-kihajlása (Kashiwazaki-Kariwa Atomerőmű)

A szabvány szerinti tervezés megfelelő tartalékokat biztosít a tervezési módszerek, eszközök pontatlansága, a tervezésnél figyelembe vett terhek bizonytalansága, a gyártási és szerelési tűrések és feltételezhető hibák, valamint a tervezett üzemidő alatti öregedés által okozott romlás ellensúlyozására.

Ennek illusztrálására tekintsük a szerkezet R(t) időben csökkenő teherbíró képességét és a szerkezeten működő E(t) hatást, illetve ezek valószínűségi sűrűségfüggvényét, ahogy azt a 3. ábra mutatja. (A levezetések alapját a [22] és [23] munkák képezik.)



3. ábra A hatás, az ellenállás és a teherbírás eloszlásának és tervezési értékeinek szemléltetése

A megfelelőséget kifejezhetjük, mint

$$P\{[R(t) - E(t)] \geq 0\} \geq p = 1 - r\,, \tag{4}$$

ahol $p = 1 - r$ a tönkremenetel megengedett valószínűségét, az r a vállalható kockázat mértékét jelöli, amelynek értékét a funkcióvesztés következményének elemzése alapján lehet meghatározni. Másképpen, korlátoznunk kell azt a valószínűséget, hogy a $(R - E)$ valószínűségi változó negatív értéket vegyen fel. Legyen az $(R - E)$ valószínűségi változó szórása s_{RE}. A követelményt úgy is kifejezhetjük, hogy az $(R - E)$ valószínűségi változó a saját $(R_m - E_m)$ várható értékétől βs_{RE} távolságra forduljon negatívba, ahol a β lényegében a tervezési tartalék, más szóhasználattal megbízhatósági index, azaz

$$R_m - E_m - \beta s_{RE} = 0 \tag{5}$$

(Ha P=10^{-3}, azaz a megbízhatóság 0,999, akkor $\beta = 3{,}09$, illetve ha P=10^{-6}, azaz a megbízhatóság 0,999999, akkor a $\beta = 4{,}753$.)

A megfelelőség feltételét felírhatjuk úgy is, mint:

$$R_m \geq \gamma_m E_m \tag{6}$$

ahol a γ_m az általános biztonsági tényező. A parciális biztonsági tényezők koncepciója szerint, azaz az teherbírási egyenlőtlenség hatás oldalán a γ_E és az ellenállás oldalán a γ_R biztonsági tényezőt alkalmazva, a (6) egyenletet az alábbi formában írhatjuk fel:

$$\frac{1}{\gamma_R} R_m \geq \gamma_E E_m \tag{7}$$

Fentiekből legalább három következtetést vonhatunk le:

1. A szabályok szerint, azaz a szabványokat követő tervezés konzervatív. Másképp kifejezve: a szabályok szerinti tervezésnél nagy biztonsággal állítható, hogy a tervben figyelembe vett hatások esetén a tönkremenetel valószínűsége igen kicsi. Fentiek értelmezhetők nem csak a nyomástartó és tartószerkezetek tervezésére, hanem a technológiai hő és áramlástani tervezésére is.
2. A tervezés szabványok által megkövetelt biztonsági tartaléka a hatás és ellenállás véletlen természetéből eredő bizonytalanságot konzervatív módon kezeli.
3. A szabályok szerinti tervezés megfelelő biztonságot nyújt arra az esetre, ha a tényleges hatások némileg nagyobbak, az ellenállás pedig némileg kisebbnek bizonyul a várhatónál.

Ez utóbbi egy specifikus követelmény, mely szerint biztosítani kell az ésszerűen megvalósítható legteljesebb mértékben (3a.2.1.2000. dc) ne jöhessen létre szakadékszél-effektus, azaz, hogy ne legyenek aránytalanul súlyos következményei annak, ha a tervezési alapban szereplőnél némileg kisebb valószínűségű, nagyobb hatások érik az erőművet.

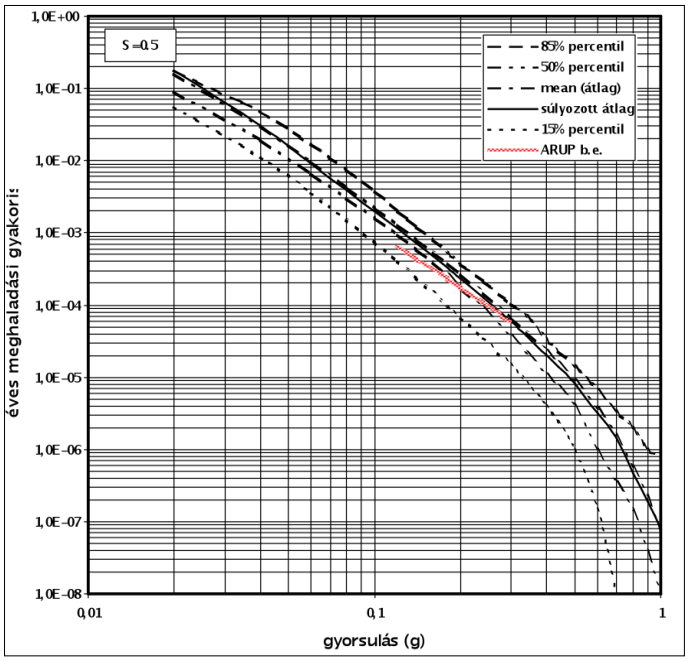
A hirtelen tönkremenetel elkerülésének jó példáját adja az ASCE/SEI 43-05 szabvány [24], amely az atomerőművek földrengésre történő tervezésére vonatkozik, s amelyet az USA nukleáris biztonsági hatósága is adaptált (Regulatory Guide 1.208). E szabvány célkitűzése az, hogy biztosítsa:

- 1%-nál kisebb a valószínűsége annak, hogy a tervezési alapba tartozó földrengés esetén funkcióvesztés következzen be, és
- 10%-nál kisebb legyen a valószínűsége annak, hogy a funkcióvesztés következzen be, ha a rengés a tervezési alapba tartozó rengés (maximális szabadfelszíni gyorsulásban mérve) 150%-a.

Ez elegendő biztosíték arra, hogy a hatás kismértékű megnövekedése ne okozzon azonnali tönkremenetelt. Ezt a követelményt a szabvány úgy a hatás, mint az ellenállás oldalán figyelembe veszi. A hatás oldalon vizsgáljuk, hogy milyen a veszélyeztetettségi görbe meredeksége, s ha az a valószínűség kis megváltozásához a maximális vízszintes gyorsulás nagy megváltozását rendelné, akkor a tervezés alapját képező válaszspektrumot megfelelően módosítani kell. Az ASCE/SEI 43-05 szabvány, illetve az erre épülő Regulatory Guide 1.208 (NRC, 2007) szerint a telephelyre jellemző, úgynevezett „Uniform-Hazard-Response-Spectrum"-ból (UHRS), ami a valószínűségi földrengés-veszély elemzésének eredménye, egy frekvenciafüggő tényezővel való szorzással származtatható a tervezési válaszspektrum (Design Response Spektrum – DRS), az alábbi

$$DRS = DF * UHRS \tag{8}$$

képlet szerint. Itt a DF, a frekvenciafüggő tervezési tényező, amely a veszélyeztetettségi görbe[2] (4. ábra) egy dekádon vett, A_R meredekségét (a veszélyeztetettségi görbe 10^{-4}/év és 10^{-5}/év közötti megváltozását) veszi figyelembe. Ha a valószínűség egy nagyságrenddel történő megváltozása nagy, akkor a DF-fel korrigálni kell az UHRS-t. Ez biztosítja, hogy a tervezési válaszspektrumban legyen megfelelő tartalék az úgynevezett cliff-edge (szakadékszél-jelenség) elkerülésére, azaz a tervezési alapba tartozó válaszspektrum fedje le a meghaladási valószínűség kis megváltozásával járó spektrális amplitúdó változást.



4. ábra Földrengés-veszélyeztetettségi görbe (paksi telephely – régi!)

A DF kiszámítása az alábbi képlettel történik:

$$DF = max\{1{,}0;\ 0{,}6(A_R)^{0{,}8}\} \tag{9}$$

A paksi telephely esetében például $A_R \leq 1{,}9$, a $DF = 0{,}6(A_R)^{0{,}8} \approx 1{,}0$ a 4. ábra szerinti veszélyeztetettségi görbét tekintve, így

$$DRS \approx \text{ GMRS (= a szabadfelszínre átvitt UHRS)} \tag{10}$$

Lényegében a fenti eljárást kodifikálja az NBSZ 7. kötet 7.5.2.0400. bekezdése.

[2] Az éves meg-nem-haladási gyakoriság a maximális vízszintes gyorsulás függvényében, azaz H(a)=1-P(a), ahol a P(a) a maximális vízszintes gyorsulás eloszlásfüggvénye.

3.4.2. A TARTALÉK MÉRTÉKE

Az NBSZ 3a számos helyen rendelkezik a tervezés megfelelő tartalékáról (3a.2.1.2200., 3a.2.2.6700. f), 3a.2.2.7900. b), 3a.2.3.0500., 3a.2.3.2800. f), 3a.3.2.0200., 3a.3.2.1300. a), 3a.4.2.0200., 3a.4.2.1000.), nem kvantifikálva a tartalék mértékét. Hasonlóan az NBSZ 7. kötetében is vannak a tartalékról általánosságban rendelkező helyek, mint az NBSZ 7.2.2.0500. Kivétel képeznek ez alól azok az NBSZ 3a helyek, ahol szabványos tartalékról van szó, mint (3a.3.2.1800. e), vagy a végső hőelnyelő esetében megadott valószínűségi kritérium, azaz „3a.2.1.1300. Biztosítani kell a maradványhő végső hőelnyelőbe való elvitelét úgy, hogy a hőelviteli funkció elvesztésének gyakorisága kisebb legyen, mint 10-7/év." Az NBSZ 7. kötetében (), illetve a 3a kötetben is szerepel kritérium a talajfolyósodással szembeni tartalékra, mint „3a.3.4.1100. Földrengés következtében kialakuló talajfolyósodás esetében műszaki megoldás alkalmazása után a lokális talajfolyósodás valószínűsége legyen kisebb, mint 10-6/év tekintettel a szakadékszél hatásra."

A tervezés tartalékának minősítését a sérülés feltételes valószínűsége alapján is elvégezhetjük. A feltételes valószínűség itt az igénybevételt jellemző paraméter függvénye, ami lehet például a belső nyomás a konténment esetében, vagy a maximális vízszintes gyorsulás földrengés esetén. A sérülést lényegében az (4) egyenlet alapján a $P\{[R-E)] \geq 0\} = 1$ feltétel fejezi ki.

A betervezett tartalék mennyiségi jellemzésére szolgál a HCLPF (High Confidence of Low Probability of Failure) kapacitás, ami meghatározás szerint a következő:

$$HCLPF = \frac{C-D_{NE}}{D_S+\Delta C_E} F_\mu a_{RLE}, \tag{11}$$

ahol

- C a teljes kapacitás csökkentve a külső hatás által okozott egyidejű igénybevételekre fordított ΔC_{NE} kapacitással, ha ilyen van (például a vasbeton merevítő falban nyírással egyidejű húzás);
- a D_E a amely a külső hatásból származó igénybevétel, és a vele egy időben hat az üzemi terhekből származó D_{NE} igénybevétel;
- a C, a D_E és a D_{NE} meghatározása szabvány szerint történik, például a gépészeti (nyomástartó) rendszerelemekre a C az ASME BPVC Section III Service Level D szerint; az igénybevételek például a Class 1 csővezetékre alkalmazható képlettel $B_1 \frac{PD_o}{2t_n} + B_2 \frac{M_A}{Z} \leq 1{,}5S_h$ ahol B_1 és B_1 elsődleges feszültség-indexek, a P a belső nyomás, t_n a nominális falvastagság, M_A az eredő nyomaték Z pedig a keresztmentszeti tényező, S_h a megengedett feszültség;
- az F_μ duktilitási tényező;
- az a_{RLE} az a paraméter, amellyel a referencia hatás jellemezhető, például a maximális vízszintes gyorsulás, a referencia szélsebesség.

A HCLPF –fel a rendszerek tartaléka is minősíthető. A rendszerek logikailag soros és párhuzamos elemekből állnak. A rendszer HCLPF kapacitást az úgynevezett Min-Max eljárás segítségével számoljuk ki. A Min-Max eljárás a gyenge (Min) láncszemet keresi, ha az elemek, mint a lánc szemei sorba kapcsoltak, s a legerősebb láncot (Max) azonosítja, ha a láncok egymással párhuzamosan kötöttek.

A HCLPF kapacitás alkalmazható a földrengés hatásával szembeni tartalék minősítésére épp úgy, mint a konténmentek terhelhetőségének minősítésére.

A sérülés meghatározását jelentős bizonytalanság terheli, úgy az ismeretek hiánya, mint a sérülés véletlenszerű természete miatt. Ezt úgy is kifejezhetjük, hogy a határállapothoz (tönkremenetelhez, sérüléshez, funkcióvesztéshez) tartozó valóságos teherviselő képesség, C, egyenlő a teherviselő képességre kapott medián becslés, C_m, és két, az episztemikus (U), illetve aleatorikus (R)

bizonytalanságot számba vevő, β_U és β_R standard szórással rendelkező, normál eloszlású valószínűségi változó, ϵ_U és ϵ_R szorzatával, azaz

$$C = C_m \epsilon_U \epsilon_R. \tag{12}$$

Másfelől C_m kifejezhető a tervezés alapjában szereplő hatás mértékének a_{DB} és a biztonsági tényezők, F_i, mint véletlen változók középértékeinek, $\breve{F}_i$ szorzatával, $C_m = \prod_i \breve{F}_i \, a_{DB}$. Következésképp a sérülési valószínűségre az alábbi kifejezést kapjuk:

$$P(a \geq a'|Q) = \Phi\left[\frac{ln\left(\frac{a}{C_m}\right)+\beta_U \Phi^{-1}(Q)}{\beta_R}\right], \tag{13}$$

kiindulva abból, hogy a $\prod_i F_i$ logaritmusára alkalmazható a centrális határeloszlás-tétel, s így sérülés valószínűségét lognormális eloszlás írja le, ahol:

$\Phi(-)$	standard normális eloszlás eloszlásfüggvénye,
a	az eloszlásfüggvény argumentuma, azaz a D igénybevételt jellemző paraméter, például a maximális vízszintes gyorsulás földrengés esetén,
C_m	a medián kapacitás ugyanolyan egységekben kifejezve, mint az igénybevételt jellemző paraméter,
Q	konfidencia-szint.

A medián tönkremeneteli valószínűség

$$P = \Phi\left(\frac{ln\frac{HCLPF}{C_m}}{\left(\beta_U^2+\beta_R^2\right)^{1/2}}\right) = \Phi\left(\frac{ln\frac{a}{C_m}}{\beta_C}\right) \tag{14}$$

avagy kiírva:

$$P(fail|a \geq x) = \int_0^a \frac{1}{x\beta_C\sqrt{2\pi}} e^{\frac{1}{2}\left(\frac{ln\left(x/C_m\right)^2}{\beta_C^2}\right)}. \tag{15}$$

ahol a $\beta_C = \sqrt{\beta_U^2 + \beta_R^2}$ eredő normalizált logaritmikus szórás.

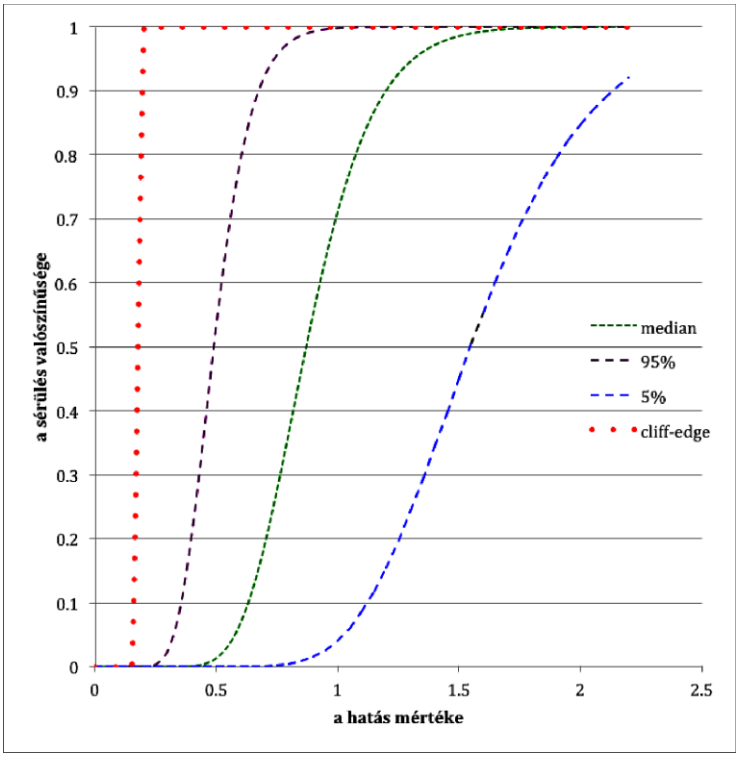
A HCLPF-fel való kapcsolatot az alábbi egyenlet fejezi ki:

$$C_m = HCLPF e^{2{,}326\beta_C} \quad . \tag{16}$$

A HCLPF értéke kapcsolatban van a sérülés feltételes valószínűség eloszlásával. A meghatározás szerint – a 95%-os konfidencia szintű sérülési görbét véve – 5%-nál kisebb sérülési valószínűséget biztosít (medián görbét véve 1%-ot). Az 5. ábra szemlélteti a sérülékenységi görbéket, beleértve a cliff-edge sérülékenységi görbét is.

Az új atomerőművek esetében kötelező mennyiségileg is jellemezni a beépített tartalékot, különösen a külső veszélyek hatásaival szembeni biztonság igazolására. Például a földrengés maximális vízszintes gyorsulásban mért tartaléka legyen legalább 1,4-szerese (az USA-ban 1,67-szerese) a tervezési alapba tartozó értéknél.

A fentiek a szilárdsággal, integritással összefüggő, a passzív rendszerelemek funkcióképességét és az abban lévő tartalékokat jellemzik. A nemfémes és aktív rendszerelemek működőképességében meglévő tartalékokat úgyszintén lehet a HCLPF-fel értékelni, amihez az adatokat a minősítési eljárás biztosítja.



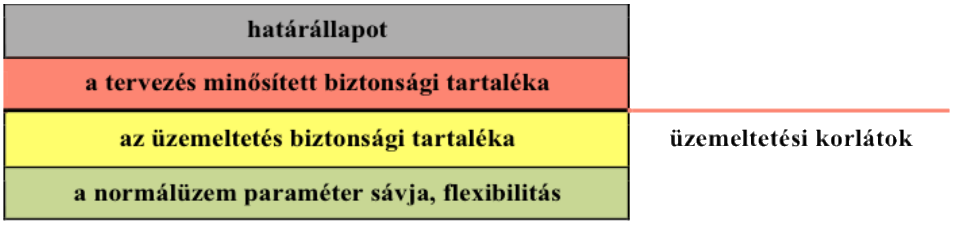
5. ábra Sérülékenységi (fragility) görbék

A bonyolult technológiai folyamatokban az egyes, biztonsági szempontból meghatározó technológiai paraméterek viszonylatában is értelmezendő a tervezési tartalék, mint például a forrásos krízistől való távolság, kritikus üzemanyag-burkolat hőmérséklet (NBSZ 3a.2.4.1300.), vagy az üzemeltetési feltételek és korlátok vonatkozásában (3a.2.5.0600.).

Az atomerőmű működése szabályozók, védelmek és a kezelő beavatkozásai által meghatározott. A folyamatirányítás működésében lévő hibákat, késleltetéseket, stb. úgy lehet kezelni, ha a szabályozott rendszer robosztus, és van beépített tartalék a működések és a működőképesség szempontjából ezeknek a szabályozásbeli pontatlanságok kompenzálásra (NBSZ 3a.3.1.1800.). Például a reaktor-berendezés felfűtési és lehűtési sebességét meghatározó szilárdsági-törésmechanikai korlátokhoz képest a felfűtési/lehűtési folyamat, legyen az kezelő által vagy szabályozókkal megvalósított, mindig olyan pályán zajlik, amelynek a munkapontja elegendően távol van a megengedettől.

Az atomerőmű egy termelő technológiai, amely üzemeltetése számos, nem csak biztonsági, hanem üzemviteli, technológiai, sőt termelési szempontok által meghatározott. Az üzemviteli flexibilitás érdekében a tervezőnek megfelelő tartalékokkal kell a rendszerek, rendszerelemek működőképességét, teljesítmény-jellemzőit biztosítani.

A fentiekben említett tartalék nem képezhető a kötelező szilárdsági vagy más kategóriákban megfogalmazott tartalékokból, vagy azok rovására. A tartalékok képzése ezért a 6. ábra szerinti logikát követi. A normálüzem paraméter sávja, a paraméterek üzemeltetési határértékei fontos adatok, amelyeket a műszaki üzemeltetési szabályzatok rögzítenek.



6. ábra A tartalékok hierarchiája

3.5. TERVEZÉS MINŐSÉGRE ÉS MEGBÍZHATÓSÁGRA

3.5.1. MEGBÍZHATÓSÁGI KÖVETELMÉNYEK

A tervnek biztosítani kell, hogy a mélységi védelem minden szintjén az atomerőmű ellenőrzött állapotban legyen az üzemi és biztonsági funkciót ellátó rendszerek megbízható működése révén, azaz a rendszerek, rendszerelemek az elvárt valószínűséggel szolgáltatassák a megkívánt teljesítményt.

A tervezés során meg kell határozni a rendszer, rendszerelem megbízhatóságát, amely nem más, mint a hibamentes működés valószínűsége, vagy másképp a rendszer, rendszerelem képessége a számára előírt követelmények megadott határokon belüli, meghatározott időtartamon keresztüli teljesítésére. Más megfogalmazás szerint a megbízhatóság az üzembe helyezésétől a vizsgálat t időpontjáig a hibamentes működés valószínűsége. A rendelkezésre állás annak a valószínűsége, hogy a rendszer/rendszerelem adott időpontban előírt funkcióját ellátja meghatározott feltételek között.

Mindezek érvényesek a biztonsági rendszerek tervezése esetén: „3a.2.1.2100. A biztonsági funkciót ellátó rendszereket úgy kell megtervezni, hogy a biztonsági funkciók a tervben megkövetelt megbízhatósággal valósuljanak meg a teljes élettartam alatt." A megbízhatóságra vonatkozó követelmények az adott rendszer tervezési alapja részét képezik (3a.2.2.3600.).

Az atomerőmű rendszerei és rendszerelmei előírt megbízhatóságát a szabványok szerinti tervezéssel, megfelelő szintű gyártással, szereléssel, üzemeltetéssel és a megkövetelt állapot üzem közbeni ellenőrzésével, illetve fenntartásával, és mindezek során alkalmazott minőségbiztosítási intézkedésekkel lehet elérni.

Egy-egy funkciót több rendszer is teljesíthet, így az adott biztonsági funkció megbízhatóságát fokozni lehet a funkciót ellátó rendszer, rendszerelem többszörözésével, a redundancia által. Egy rendszeren belül is helye van a redundáns illetve a diverz (3a.3.1.1500.) megoldásoknak, különösen az aktív rendszerelemek esetében. A redundáns rendszerek felépíthetők azonos, vagy diverz rendszerelemekből. Ez a módja az egyszeres meghibásodás követelménye teljesítésének is. A közös okú hibák kezelése történhet még a függetlenség a fizikai elválasztás révén. Amennyiben egy rendszer szükséges megbízhatósági szintje nem igazolható, akkor a hozzárendelt védelmi funkciók teljesítését diverz eszközökkel is biztosítani kell. A redundancia elégséges mértékét rendszerelemzéssel, illetve a valószínűségi biztonsági elemzéssel lehet megállapítani. A megbízhatósági követelményeket – ahogy az egyéb követelmények esetében is – a biztonsági relevancia szerint kell meghatározni, összhangban az osztályba sorolással.

A rendszerek, rendszerelemek két nagy csoportra oszthatók: a folyamatos működésűekre, és a stand-by típusúakra, amelyek működésére csak bizonyos körülmények között van szükség, s kapnak indító parancsot.

A folyamatos működésű rendszer, rendszerelem megbízhatósága az a tulajdonság, hogy bizonyos ideig üzemképes, azaz az előírt üzemi körülmények között (villamos vagy mechanikai terhelés, környezeti hőmérséklet, nedvesség stb.) kielégíti az előírt követelményeket.

A stand-by rendszerek megbízhatóságát jellemezhetjük

- a készenléti tényezővel, ami annak valószínűsége, hogy a rendszerelem, rendszer előre meghatározott üzemeltetése során tetszőlegesen kiválasztott időpontban működőképes állapotban van;
- a működési készenléti tényezővel, ami annak valószínűsége, hogy a rendszerelem, rendszer tetszőleges időpontban működőképes, és működtető parancsra hibamentesen működik a megkívánt ideig.

Az elem megbízhatósági jellemzőinek a segítségével értelmezhetők a rendszer megbízhatósági tulajdonságai. A rendszerben a rendszerelemek megbízhatósága lehet független és nem független. Az olyan rendszert, amely akkor és csak akkor működik, ha valamennyi eleme működik, megbízhatósági szempontból soros rendszernek nevezzük. Ekkor a rendszer $R(t)$ megbízhatósági függvénye $R(t) = \prod_{i=1}^{n} R_i(t)$, ahol $R_i(t)$ az i-edik elem megbízhatóság függvényét jelöli. Az olyan rendszert, amely akkor és csak akkor hibásodik meg, ha valamennyi eleme meghibásodik, megbízhatósági szempontból párhuzamos rendszernek nevezzük, s megbízhatósági függvénye pedig $R(t) = 1 - \prod_{i=1}^{n}[1 - R_i(t)]$. Az összefüggésekből látható, hogy az elemek számának növelésével soros rendszer esetén az eredő megbízhatóság csökken, párhuzamos rendszer esetén pedig nő.

A megbízhatóság az öregedési folyamatok, az elhasználódás miatt függ az időtől. A tervben meg kell határozni azokat az üzemeltetői programokat, amelyekkel biztosítani kell a rendszerelem megbízható működését az élettartam utolsó pillanatában is. Ezért egy funkció teljesítésének megbízhatóságát az üzem közbeni ellenőrzés és a karbantartás kontextusában is vizsgálni kell, s számolni kell a rendszer használhatatlanságával, a meghibásodás észlelésével, a helyreállítási idővel, s a működőképesség helyreállításának valószínűségével.

3.5.2. MEGHIBÁSODÁS-VÉDETT TERVEZÉS

A megkövetelt biztonság érdekében meghibásodás-védett rendszereket és rendszerelemeket célszerű, illetve a biztonsági rendszerek esetében szükséges alkalmazni (3a.3.1.0100.). A meghibásodás-védettség az tulajdonság, amely biztosítja, hogy a hibát követően a rendszer, rendszerelem olyan állapotba kerül, amely a biztonsági funkció teljesítéséhez szükséges, s ebben az állapotban marad, amíg a meghibásodást nem észlelik. A meghibásodás-védettség igen tág fogalom, amely egyaránt értelmezhető aktív és passzív rendszerelemekre.

A meghibásodás-védett megoldás elemi példája a reaktor leállítására szolgáló abszorbens rudak elektromágneses felfüggesztése, amely akkor is, ha az elektromágnesek villamos betáplálása valamilyen meghibásodás miatt szűnik meg, az aktív zónába beesnek, s leállítják a láncreakciót.

Aktív rendszerelemek meghibásodás-védettségére példa az olyan villamos, vagy pneumatikus szelep, amely a működtetéshez szükséges energia-ellátás megszűnése esetén nyitott vagy zárt állapotba kerül, attól függően, hogy a biztonsági funkciója szerint mire van szükség.

A passzív rendszerelem, például tartószerkezet meghibásodás-védettségét a redundáns teherlevezetéssel lehet biztosítani. A meghibásodás-védettségre példa a nagynyomású, duktilis anyagból készült csővezeték-rendszereken, mint a reaktor primer hűtőköre, a törést megelőző szivárgás jelenségének kihasználása (leak-before-break – LBB). A potenciális törési helyek meghatározásával és megfelelő diagnosztikai eszközök alkalmazásával a szivárgás érzékelhető és a primerkör a törés és a komoly hűtőközeg-vesztés előtt nyomás-mentesíthető.

A meghibásodás-védettség biztosításához több eszköz is rendelkezésre áll, például:

- a redundancia;
- könnyen cserélhető, „gyenge” elem alkalmazása, amely meghibásodása azonnal érzékelhető, s amely védi a rendszert a súlyosabb sérüléstől (mint a hasadó tárcsa);
- inherens biztonság valamely fizikai jelenség kihasználásával, amely a rendszerelemet a biztonsági funkció szerint megkövetelt állapotba juttatja meghibásodás esetén (gravitáció), lásd a beeső abszorbens példáját;
- korai, azonnali hibadetektálás, diagnosztika, amely a funkció-vesztés bekövetkezte előtt lehetővé teszi a beavatkozást, lásd az LBB-t.

3.5.3. MINŐSÍTÉS

Lásd az NBSZ 3a.3.2 fejezet fejezeteiről szóló előadást! Itt csak a minősítés témájának rövid összefoglalását adjuk meg, mivel ez fontos eleme a biztonsági rendszerekkel kapcsolatos tervezési követelményeknek.

A minősítés a rendszerelemek élettartama alatt fellépő környezeti és üzemeltetési körülményekkel szembeni ellenálló képesség és annak időbeni korlátjának meghatározása. A biztonsági rendszerek, rendszerelemek környezeti minősítése azt igazolja, hogy a rendszerelem megkövetelt teljesítmény-mutatói az üzemeltetés során megmaradnak, s a rendszerelem az élete során elviselt körülmények, és üzemi események ellenére képes marad arra, hogy biztonsági funkcióját betöltse a tervezési üzemzavarok, balesetek által létrehozott környezeti körülmények közepette. A minősített élettartam az az idő, amely legutolsó időpillanatában bekövetkező üzemzavar kezeléséhez a rendszerelem nagy biztonsággal teljesíteni képes a megkövetelt biztonsági funkcióját.

A minősítési eljárás lényege a következő:

a. Számba kell venni – s ezt az osztályba sorolással a tervező megteszi – minden biztonsági szempontból fontos rendszert, rendszerelemet.
b. Meg kell határozni minden rendszerelemre, hogy milyen üzemállapotokban, s milyen körülmények között kell teljesítenie biztonsági funkcióját.
c. Tekintettel arra, hogy a rendszerelemnek a saját tervezett üzemidejének legvégén is teljesíteni kell a feladatát, ezért a minősítéshez meg kell határozni azokat a folyamatokat, amelyek a rendszerelem állapotának romlását, öregedését előidézik, s ezt a minősítésnél figyelembe kell venni.
d. A fenti adatokat tervezési alapadatokból, determinisztikus biztonsági elemzésekből és kísérletekből kell, illetve lehet meghatározni.
e. A baleset-kezelésben szerepet játszó rendszerek és rendszerelemek minősítési eljárása során, a súlyos baleset közben feltételezhető legvalószínűbb körülmények és terhelések mellett, igazolni kell azok szükséges ideig fennálló működőképességét.
f. A tervben meg kell határozni a minősített állapot fenntartásának módját, feltételeit.

Megkülönböztetünk barátságos és barátságtalan környezetben működő rendszerelemeket. A barátságos környezet tipikus jellemzői: ≤50^{o}C, atmoszférikus nyomás, 30-65% páratartalom, de rendellenes állapotban is ≤95%, gamma dózis ≤10^{2} Gy, de mikroprocesszorokra ≤10 Gy, a levegőben nincs kémiailag agresszív komponens és nincs elárasztás, fröccsenő víz veszély. Az ettől kedvezőtlen irányban eltérő paraméterekkel jellemzett környezetet, különös tekintettel a nagyenergiájú csőtörések, és hűtőközeg-vesztéssel járó üzemzavarok következtében a konténmentben kialakuló környezetet, barátságtalannak nevezzük.

A nukleáris biztonságra vonatkozó szabályzatok, magas szintű követelmények előírják a minősítést, illetve a minősített állapot fenntartását szolgáló program működtetését. Magát a minősítést a nemzetközi gyakorlatban elfogadott normák, például Franciaországban az RCC-E (AFCEN, 2012), Németországban a KTA 3701, az USA-ban IEEE szabványok szerint kell elvégezni hatósági, útmutatók figyelembevételével. Az általános nemzetközi gyakorlatban IEEE ipari szabványokon kívül alkalmazhatóak még az International Electrotechnical Commission (IEC) szabványok is.

A minősítés előkészítéséhez meg kell határozni minden, a minősítés tárgyát képező rendszerelemre annak funkcióját, a rendszerelem felállítási helyére azokat a környezeti hatásokat, stresszorokat, amelyek között a biztonsági funkciót teljesíteni kell, illetve eladdig a rendszerelem állapotát befolyásolják. Mechanika stresszor lehet az üzemi vibráció, üzemi ciklikus terhelés, a külső és belső veszélyek által okozott rezgés, ütközés, vízsugár mechanikai hatása, tört csővezeték ostorozása, a depressziós hullám

hatása nagyenergiájú csőtörésnél. A tág értelemben vett fizika-kémiai hatás alatt a rendszerelemet körülvevő közeg milyenségét, levegő, víz, gőz, stb. és annak az összetételét és hatásait értjük.

A biztonsági rendszerek, rendszerelemek normál üzemállapotban stand-by, várakozó üzemmódban vannak, ez alatt az idő alatt fennálló körülmények, stresszorok lényegében öregítik a rendszert. Ezért a minősítéskor a mintadarabot előöregíteni kell. Ez, tekintettel arra, hogy az élettartamok még az elektronikai készülékek esetében is évek, gyorsított öregítéssel valósítható meg. Az előöregítésnél a sugárzás hatását is figyelembe kell venni. Az előöregítésnél, illetve a barátságos körülmények jellemzésénél figyelembe kell venni a légkondicionálás és szellőzés hatását, a rendszerelem üzemeltetési módját (állandó bekapcsolt állapot, indítási parancsra váró kikapcsolt állapot). A normálüzemben az öregedést okozó hatások paramétereit konzervatív irányban 10%-kal célszerű eltéríteni a bizonytalanságok lefedésére.

A tervezési alapban szereplő üzemzavari baleseti folyamatokra – amelyek között a biztonsági működés elvárt – a környezeti paramétereket a determinisztikus biztonsági elemzésekből lehet származtatni megfelelő módon figyelembe véve itt is az elemzések bizonytalanságát. Az üzemzavari extrém hőmérsékletek és nyomások esetében bizonyos értékkel (például 10 ^{o}C, illetve 0,05-0,07 MPa) célszerű megnövelni a konténmentre számítotthoz képest a minősítési paramétereket a bizonytalanságok lefedése érdekében. Az egyéb paramétereket tekintve pedig a kedvezőtlen irányban történő 10%-os eltérítés a célszerű. Az akut sugárzási viszonyokra is célszerű kategorizálva meghatározni a burkoló dózisértékeket, hozzárendelve azokat ahhoz az üzemállapothoz, amikor a rendszerelemnek működnie kell.

Fontos szempontja a minősítésnek az egyes állapotok, vagy paraméter-értékek időbeli alakulása, tartóssága. A TA2-4 és TAK üzemállapotban működő rendszerelemekre a tartósság szerint kategorizálni lehet az állapotokat (2 perc, 1, 2, 4, 10, 24 és 72 óra, illetve e fölött) és ehhez kell rendelni a környezeti paramétereket.

Külön minősítési szempontokat kell meghatározni a balesetkezelés eszközeire. A súlyos baleseti körülményekre való minősítésnél a konténmenten belüli nyomást és hőmérséklet tartósságát is figyelembe kell venni (például az EPR esetében 0,55 MPa, 156 ^{o}C az első 12 óráig, a nyomás- és hőmérséklet csúcs 0,65 MPa és 156 ^{o}C 5 percig, majd csökkenés 12 óra alatt 0,2 MPa-ig és 110 ^{o}C, 0,2 MPa és 110 ^{o}C ezt követően). A konténment izolálására szolgáló eszközök esetében a paraméterekre és a tartósságokra fokozott követelmények érvényesek. Az üzemzavart követő elvárt működőképesség időtartamait a tervben meg kell határozni és a gyártóművi minősítésénél ezt igazolni kell. Így például a reaktor gyors leállítását megvalósító eszközök esetében 5 perc, a konténmenten kívüli rendszerek, rendszerelemek, amelyek hozzáférhetők és szükség szerint javíthatók 2 hét, a konténmenten belüli, nem hozzáférhető, s az üzemzavari körülmények monitorozására szolgáló eszközök, amelyek szükség esetén javíthatók 4 hónap, míg a nem javíthatók esetében 1 év.

A passzív fémes és beton rendszerelemek környezetállóságát tervezéssel kell biztosítani. A tervező az üzemidő alatt feltételezett degradáció kompenzálására, mint például mit például az eróziós-korróziós falvastagság-fogyás, tartalékokat, adott esetben eróziós-korróziós pótlékot tervez be, vagy a romlást figyelembe veszi, mint például a ciklikus terhelések által okozott fáradást. Az eljárás lényege itt is az, hogy az élettartam legvégén, azaz feltéve például az eróziós-korróziós pótlék elfogyását, a rendszerelem legyen képe betölteni biztonsági funkcióját a tervezési alapba tartozó üzemzavarok között a szabványok által meghatározott biztonsági tartalékokkal. A komplex üzemzavarok és a balesetek kezelésére szolgáló eszközök esetében a funkció igazolásánál egyedi megfelelőségi követelményeket definiálnak.

A nem fémes, nem beton rendszerelemek, valamint az aktív rendszerelemek alkalmasságát, az elvárt biztonsági funkció-képességet egyedi vagy típusminősítéssel igazolják.

A határterhelhetőség megállapítására törési, fragility teszteket alkalmaznak. Ez jellemzően a külső és belső veszélyek esetén a megfelelőség határának minősítésére szolgál.

A földrengés vibrációs hatásának elviselésére vonatkozó elemzés vagy teszt a minősítés egy részfeladata. A rázóasztalos minősítésnél itt egy sajátságos előöregítést végeznek az egyéb öregedési hatások figyelembe vétele mellett. Empirikus módszerrel, azaz a földrengések káresetei és a rázópados tesztek tapasztalatai alapján létrehozott adatbázisokat felhasználva is lehet minősíteni, ha a minősítendő darab konstrukciójában megfelel az adatbázisban lévőnek.

A barátságos környezetben működő rendszerelemeket lehet az üzemeltetési tapasztalatok alapján is minősíteni.

A minősítés módszerét, technikai kivitelezését a fent említett szabványok meghatározzák.

A minősítés rendszerét az 5. táblázat foglalja össze.

5. táblázat A minősítés mint rendszer

<table>
<tr><td colspan="4">minősítés= valamilyen képesség, funkció igazolása</td></tr>
<tr><td rowspan="3">passzív fémes és beton</td><td colspan="2">design by rule</td><td>különleges</td></tr>
<tr><td>design</td><td>service levelek</td><td rowspan="2">hatások, vagy tulajdonságok, amelyek extra igazolást igényelnek (ez történhet különleges minősítő kísérletekkel és/vagy öregedéskezelési programmal)
– sugártűrés
– abszorbció-képesség (nehézbeton)
– a szabvány által nem kezelt környezeti feltételek (magas betonhőmérséklet)
– stb.
a beyond-design base (TAK1, sőt TAK2[3]) körülményekre és hatásokra történő minősítés, a tartalék/margin elemzés</td></tr>
<tr><td>tartós hatások, körülmények</td><td>lokális, ciklikus, rendkívüli és extrém hatások, körülmények</td></tr>
<tr><td rowspan="2">passzív nemfémes</td><td colspan="2">minősítés teszttel</td><td>különleges</td></tr>
<tr><td>tartós körülmények – mild environment</td><td>rendkívüli/extrém
harsh environment (desig-base azaz pl. LOCA)</td><td>a beyond-design base (TAK 1) körülményekre és hatásokra történő minősítés (baleseti műszerezés kábelei, repülőgép rázuhanás hőhatás?)</td></tr>
<tr><td rowspan="2">aktív</td><td colspan="2">minősítés teszttel</td><td>különleges</td></tr>
<tr><td>tartós körülmények – mild environment</td><td>rendkívüli/extrém
– harsh environment (desig-base azaz pl. LOCA)
– földrengés * (design base, azaz SSE, régen volt az OBE-ra is)</td><td>a beyond-design base (TAK 1) körülményekre és hatásokra történő minősítés (baleseti műszerezés és aktív komponensek)
repülőgép rázuhanás által okozott rezgés és egyéb hatások (bár ez is lényegében BDB azaz TAK 1)</td></tr>
</table>

A kereskedelmi termékek minősítése a gyártó, az általa meghatározott körülményekre történik. A tervező itt a rendszerelem típus/gyártmány alkalmazhatóságát vizsgálja. Természetesen az atomerőművek beszállítói a termékfejlesztés és minősítés során figyelembe veszik az atomerőmű tervezők/fejlesztők igényeit, illetve a megrendelő specifikációiban megadott burkoló paramétereket. Tekintettel arra, hogy egy atomerőmű beszállítói lehetnek szinte bárhonnan a világból, feltéve, hogy kvalifikálják magukat a tervezők, a megrendelők elvárásai és a fogadó ország követelményei szerint, többféle szabványrendszer

[3] Zóna olvadékfogó anyaga.

szerint gyártott és minősített termékek kerülhetnek az atomerőműbe. A nemzetközileg elfogadott szabványok azonos lényegében minőséget garantálnak.

A minősített állapot fenntartása az üzemeltető feladata és felelőssége. Ez lényegében az üzemeltetési körülmények monitorozását és a tervezői specifikáció szerinti fenntartását, a rendszerelem előírt üzem közbeni ellenőrzését és karbantartását, illetve a tervszerű, ütemezett cseréket foglalja magában.

A rendszerelemek minősített élettartama különösen fontossá válik az üzemidő hosszabbítással összefüggésben. A minősítettség megadott időtartamra szól, ám ennek meghatározása – úgy a normálüzem alatti öregedési mechanizmusokat, mint a biztonsági funkció aktiválását igénylő üzemzavari állapotok paramétereit tekintve – a tervező feltételezései alapján történik. Az üzemeltetés során a tényleges öregedési sebesség eltérhet a tervezéskor feltételezettől általában azért, mert a tervező kötelezően konzervatív módon határozza meg a degradációt befolyásoló paramétereket, vagy, mert az üzemmenet kímélőbb volt a feltételezettnél. Ez a mérnöki tartalék kihasználható a minősítés felülvizsgálatánál, miközben az előírt biztonsági tartalékok érintetlenül maradnak.

3.6. TERVEZÉS ÉLETTARTAMRA

Lásd az NBSZ 3a.3.2 fejezet fejezeteiről szóló előadást! Itt a témakör csak néhány, már a tervezés fázisában aktuális feladatát érintjük. Az öregedés-kezelés üzemeltetői tevékenység, de az öregedés problematikájának kezelése a terv szintjén kezdődik.

A termelő berendezést egy meghatározott minimális élettartamra kell tervezni. Az élettartamot alapvetően két tényező határozza meg:

- a tervezéskor rendelkezésre álló műszaki tudományos ismeretek, tervezési eszközök (szoftverek) és az iparai színvonal (gyártástechnológiák), amelyek eleve meghatározzák az atomerőmű biztonságát azáltal, hogy a hosszú élettartamú nem cserélhető, s csak korlátozott mértékben javítható, felújítható rendszerelemek minőségét, tartósságát, azaz e rendszerelemek elvárt funkcióképességét az üzem közben elkerülhetetlenül bekövetkező állapotromlás, öregedés miatt időben korlátozzák;
- az üzleti szempontból indokolt minimális idő, amelybe belejátszik az eredmény és a termelőképesség fenntartásának minden költségeleme, beleértve a terv szerinti cseréket és felújításokat is.

A II. generációs atomerőműveket 30, illetve 40 évre tervezték. A korszerű atomerőművek tervezett üzemideje 60 év. A tervezett üzemidő nem azonos a tervezési élettartammal, hiszen az üzemidőn túl (azaz a villamosenergia-termelés leállítása után is) egyes rendszerelemek funkciójára szükség van, mint például a pihentető medence és hűtőrendszere az utolsó üzemanyag-töltet kirakását követően is használatban marad.

A tervezés során elegendő tartalékot kell biztosítani az öregedés hatásainak kompenzálására. A megfelelőséget az (1) egyenlet fejezi ki. A tervezés fázisában az üzemeltetési tapasztalatok és a műszaki-tudományos eredmények alapján a biztonsági szempontból fontos rendszerelemekre a következőket kell elvégezni:

- Meg kell határozni a lehetséges öregedési mechanizmusokat, az öregedést kiváltó körülményeket, stresszorokat, kritikus keresztmetszeteket.
- Elemezni kell az öregedési folyamatot és annak hatását a biztonsági funkcióra és minősíteni kell funkcióképességet, azaz meg kell határozni annak időbeli korlátait. Ez mechanizmusonként eltérő eszközökkel valósul meg: A fáradás elemzése a tervezett élettartam alatt a feltételezhető terhelési ciklusok számára történik. Az aktív komponensek, villamos és irányítástechnikai készülékek, kábelek esetében minősítéssel, lásd a III-4.6.3. fejezetet.

Alapvető kérdés az öregedés szempontjából a szerkezeti anyagok kiválasztása, különösen neutronsugárzásnak kitett rendszerelemek esetén. Fontos, hogy az alkalmazott anyagok degradációs folyamatai ismertek legyenek a tervezés idején.

A szabályok szerinti tervezés során az alkalmazott szabványok rendelkeznek arról, miként kell figyelembe venni az öregedés hatásait, például csővezetékek esetében az eróziós-korróziós falvastagság csökkenés kompenzálására. Például a már említett AP1000 acél konténmentjének falvastagsága 44 mm a korróziós-eróziós pótlékkal együtt, de a konténment alsó, betonba beágyazott részen a falvastagság, illetve a korróziós tartalék a körülményeknek megfelelően nagyobb, 47.6 mm.

A tervben meg kell határozni azokat a paramétereket, amelyekkel a biztonság szempontjából kiemelten fontos rendszerelemek öregedését követni, ellenőrizni lehet. A terv tartalmazza azokat az eljárásokat és programokat is, amelyek a romlás ellenőrzésére és megkövetelt műszaki állapot fenntartására szolgálnak. A tárgy szempontjából fontos, hogy a terv tartalmazza azokat a körülményeket és a körülmények fenntartásához szükséges eszközöket, amelyekkel az öregedési folyamatok kezelhető keretek között tarthatók. Ilyen például a vízüzem és a vízüzemi rendszerek, a tartályfal védelmében a reflektor alkalmazása, a szellőzés, légkondicionálás.

Amennyiben a rendszer, rendszerelem élettartama rövidebb, mint az atomerőmű tervezett élettartama, ezek felújíthatóságát, cserélhetőségét biztosítani kell.

4. KIEGÉSZÍTŐ BIZTONSÁGI ÉS BALESETKEZELÉSI ESZKÖZÖK, RENDSZEREK TERVEZÉSE

4.1. ÁLTALÁNOS KÖVETELMÉNYEK

Az NBSZ 3a.2.2.0300. szerint a tervezési alap kiterjesztését jelentő TAK1 (azaz az aktív zónában és a pihentető medencében található üzemanyag olvadásával nem járó komplex üzemzavar) és TAK2 (az üzemanyag jelentős olvadásával járó súlyos baleset) esetére kiegészítő biztonsági és balesetkezelési eszközöket, rendszereket kell tervezni. Ezek a mélységi védelem négyedik és ötödik szintjét képviselik. Az NBSZ 3a „IV. A tervezési alap kiterjesztése" című fejezete elegendő részletességgel specifikálja a követelményeket. Az NBSZ 3a a „3A.7. A TELEPHELYEN BELÜLI NUKLEÁRISBALESET-ELHÁRÍTÁS TERVEZÉSE" című fejezetben pedig követelményeket fogalmaz meg a balesetelhárítás létesítményei, eszközei tervezésére.

Nyilvánvaló, a TAK1 eszközöknek, rendszereknek túl kell élni a tervezési alapba tartozó hatásokat, megőrizve a működőképességüket, míg a TAK2 eszközöknek a TAK1 körülményeket is. Ezért a balesetkezelés speciális eszközeinek tervezésénél különösen kell törekedni a racionális tervezési megoldásokra. Nyilvánvaló, hogy egy mobil hűtővíz betáplálást például a pihentető medence hűtésére egy súlyos földrengés után, főleg, ha az még flexibilis csővezetékkel is történik, nem a reaktor-berendezés esetében alkalmazott szabványok és kritériumok szerint kell megtervezni. Vannak ugyanakkor olyan rendszerek is, amelyek jellegüknél fogva nem térnek el a biztonsági rendszerektől, mint például az üzemzavari hidrogénkezelő rendszerek, vagy a zónaolvadás (TAK2) esetére, immáron a 3+ generációs erőművekben kötelezően tervezett olvadék-csapda (3a.2.2.7500.). Ez utóbbiról lásd a konténment tervezéséről szóló fejezetet.

A kiegészítő biztonsági és balesetkezelési eszközök és rendszerek tervezési alapját a TAK1 és TAK2 állapotok (főképp determinisztikus) elemzése szolgáltatja (3a.2.2.6300., 3a.2.2.6600. és 3a.2.2.6500.). Ennek alapján a funkció és teljesítmény-paraméterek, valamint a TAK1 és TAK2 állapot kialakulásáig és magukra az adott állapotokra jellemző körülmények, amiből a tervezésnél figyelembe veendő hatásokat lehet származtatni (3a.2.2.7100.).

A kiegészítő rendszerek egészét véve funkcionális megfelelőség tekintetében az NBSZ 3a.2.2.6900. bekezdése a TAK1 üzemállapotra előírja az ellenőrzött állapot elérését 24 órán belül, a biztonságos leállított állapot elérését legkésőbb 72 órán belül, a TAK2 üzemállapotra pedig a funkcionális megfelelőséget a 3a.2.4.0800. pontban a nagy vagy korai kibocsátásokra előírt 10^{-6}/év kritérium teljesítése minősíti. Biztosítani kell a maradványhő végső hőelnyelőbe való elvitelét úgy, hogy a hőelviteli funkció elvesztésének gyakorisága kisebb legyen, mint 10^{-7}/év (3a.2.1.1300.).

Ezeket a követelményeket a passzív rendszerelemek esetében az erőmű tervezési alapját meghaladó tervezési inputokkal, speciális anyagválasztással (lásd például a referencia reaktor olvadék-csapdájának anyagkompozícióját), vagy nem szokványos megoldásokkal, például flexibilis csövek alkalmazása, lehet teljesíteni.

Az NBSZ 3a.2.2.7200. szerint tervezési megoldásokkal vagy preventív baleset-kezelési képességek kialakításával gyakorlatilag ki kell zárni:

- a reaktortartály törését,
- a prompt kritikussággal járó reaktivitás balesetek, beleértve a heterogén bórhígulási eseteket is,
- minden olyan terhelést, ami veszélyeztetheti a konténment integritását, így különösképpen nehéz teher leejtése, gőz- és hidrogénrobbanás, üzemanyag-olvadék kölcsönhatása beton teherhordó szerkezetekkel és konténment túlnyomódás, lásd még a 3a.2.2.7400. bekezdést,
- hűtés elvesztését a besugárzott fűtőelem tárolása során, ami fűtőelem-sérüléshez vezethet, valamint
- hűtőközeg-vesztést nyitott konténment mellett, ami a zóna szárazra kerülését okozhatja.

A megfelelőség igazolását fizikai evidenciákkal, vagy rendkívül kicsi (kisebb, mint 10-7/év) bekövetkezési gyakoriság bizonyításával kell igazolni.

A TAK1 és TAK2 állapotok kezelése nyilvánvalóan nem csak blokki, a reaktorból, a pihentető medencéből és a konténmentből történő hőelvonás és stabil állapot fenntartását szolgáló eszközöket igényel, hanem a blokkvezénylők védelmét, a baleset-elhárítás létesítményeinek védettségét és elégséges voltát, különös tekintettel arra, hogy több-blokkos atomerőműben a telephely egészét érő hatások súlyos következményeit kell kezelni, amihez elégséges eszközöket, infrastruktúrát kell biztosítani.

Az NBSZ tárgyi fejezetének részletessége ellenére, e követelmények viszonylag kevés támpontot nyújtanak a kiegészítő biztonsági és balesetkezelési eszközök, rendszerek tervezéséhez. Igaz, a funkcionális és teljesítmény paraméterek a TAK1 és TAK2 elemzésből meghatározhatók, de komoly mérlegelést igényel például az, hogy milyen földrengés hatására kell tervezni például az olvadék-csapdát vagy a baleseti hidrogén rekombinátorokat (rögzítésüket), hisz a zóna, illetve tartály olvadás bekövetkezhet egy katasztrofális földrengés következtében. Itt két megközelítés lehetséges:

- ahhoz, hogy teljesüljön a nagy vagy korai kibocsátásokra előírt 10^{-6}/év kritérium, ezeknek az eszközöknek bizonyosan meg kell őrizni integritásukat és funkcióikat legalább a 10^{-5}/év gyakoriságú földrengés esetén, és nem több, mint 10% lehet annak az esélye, hogy mindezen eszközök bevetése ellenére a korai nagy kibocsátás mégis bekövetkezik,
- igazolni lehet, hogy a tervezési alapban szereplő hatásokra megtervezett kiegészítő biztonsági és balesetkezelési eszközök, rendszerek elegendő tartalékkal bírnak ahhoz, hogy a TAK1, illetve TAK2 kialakulását eredményező hatásokat is nagy biztonsággal elviseljék,
- nyilvánvaló, hogy ebben az esetben is ki kell zárni a szakadékszél-effektust (3a.2.2.6700.).

A kiegészítő biztonsági és balesetkezelési eszközök, rendszerek esetében a blokkhoz rendelést, sőt az ilyen rendszerek több-blokkos csatlakozását is meg kell engedni, ha ez a célt szolgálja.

A kiegészítő biztonsági és balesetkezelési eszközök, rendszerek esetében a tervező kreativitásának nagyobb szerepe van, mint a „nukleáris ortodoxiának”, tehát nem az a jó, ami „szabályszerű”, hanem az,

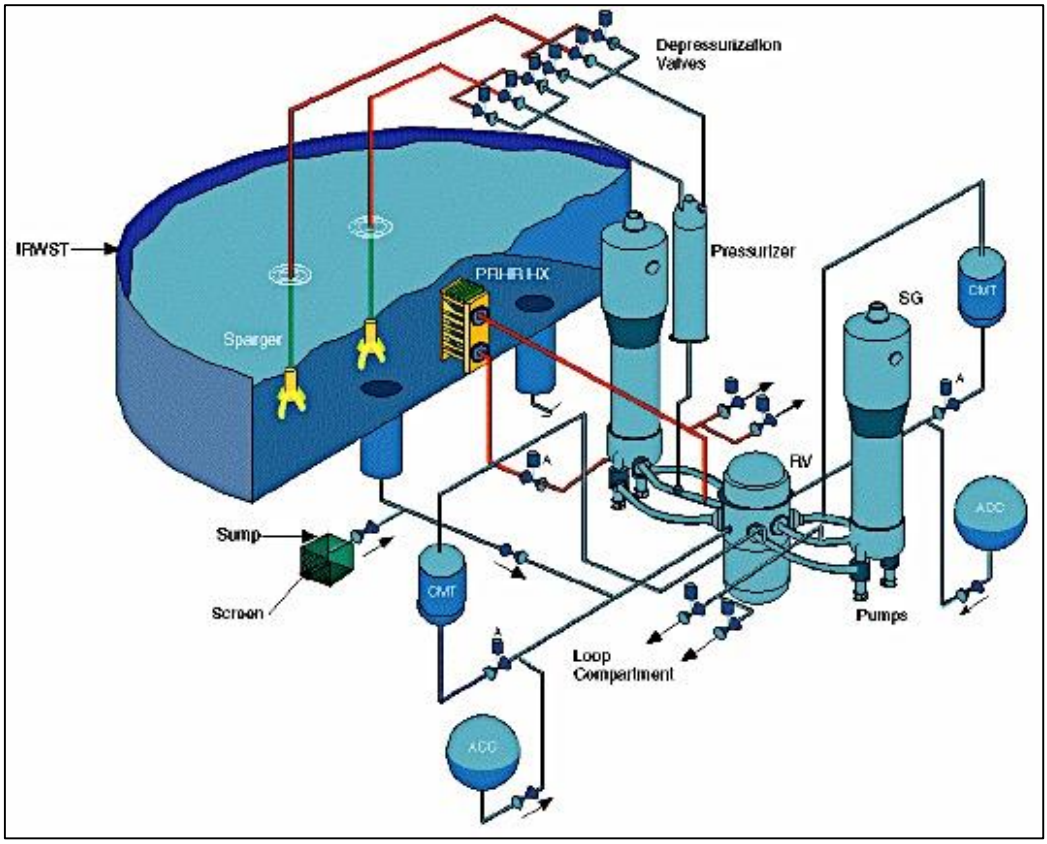
ami a célszerű (például egy nagynyomású tömlő egy sátorban abszolút földrengésálló, s bármikor bevethető, csak ne dőljön rá semmi!).

4.2. PASSZÍV MEGOLDÁSOK

Az NBST 3a 3a.2.2.8100. b) és 3a.2.2.9100. bekezdések szerint a tervezőnek törekednie kell arra, hogy a TA4 és TAK üzemállapotokban a passzív biztonsági rendszerekkel, eszközökkel lehessen a biztonsági funkciókat megvalósítani, s a tervezés során passzív védelmi rendszerek használatát kell előnyben részesíteni az aktív megoldásokkal szemben. Ezt a követelményt erősíti és magyarázza a 3a.3.1.0400. bekezdés, mely szerint a biztonsági osztályba sorolt rendszerek és rendszerelemek tervezése során ésszerűen megvalósítható mértékben a passzív, inherensen biztonságos megoldásokat kell alkalmazni, amelyek biztosítják, hogy a rendszerek és rendszerelemek meghibásodása - külső beavatkozás nélkül is - biztonságos állapothoz vezet.

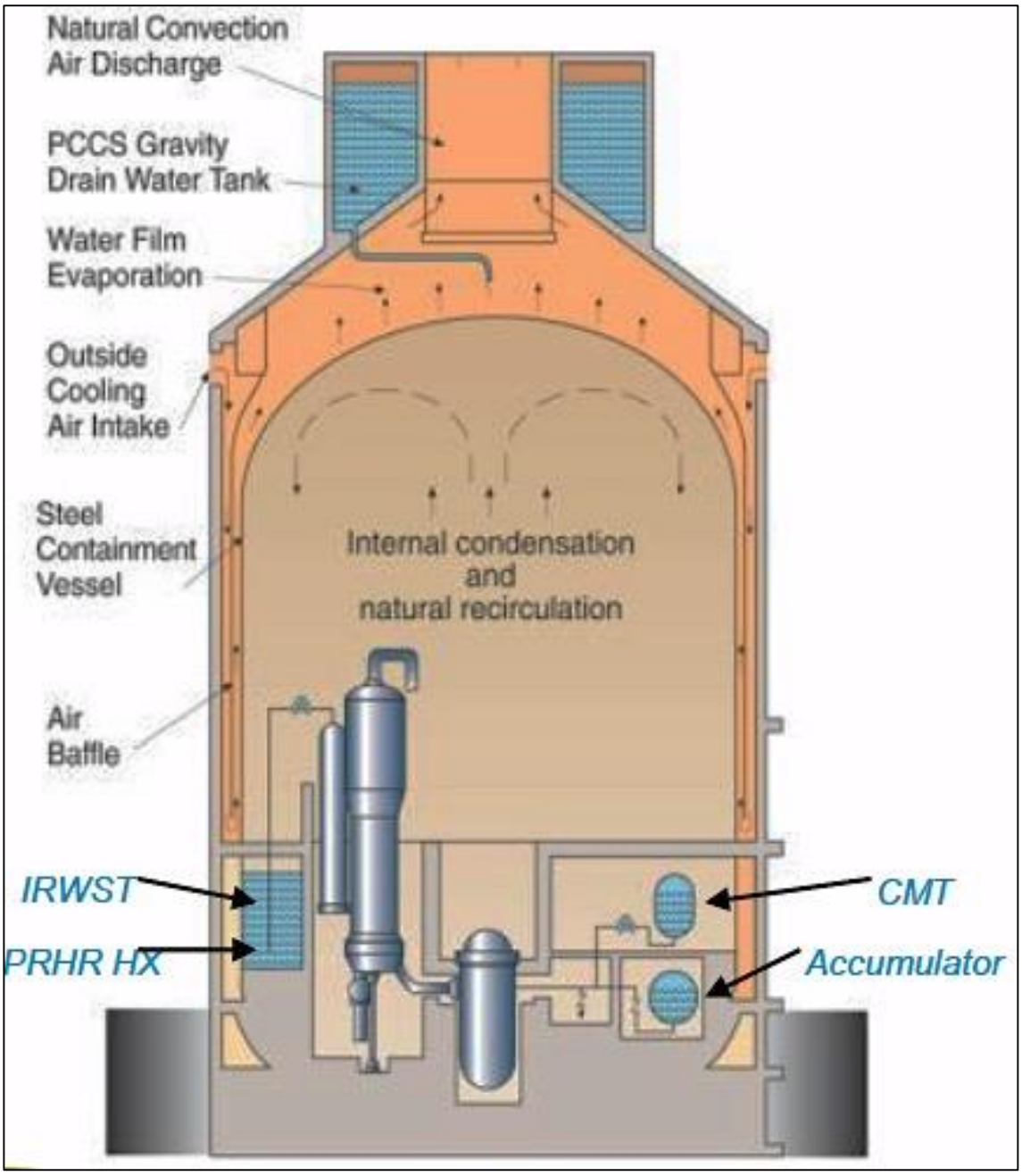
Elemi példa a passzív konstrukciós megoldásokra a gravitáció kihasználása, amire a rendszer magas pontján tárolt hűtőközeg, s ennek természetes hozzáfolyása, a természetes cirkuláció geodetikus és termohidraulikai feltételeinek kialakítása, a kürtő-hatás kihasználása lehet a példa. Lehet passzív energia-tárolókat alkalmazni, mint például a hidroakkumulátorok esetében, ahol a tartályban fenntartott nyomás és a rugóterhelés nélküli visszacsapó szelepek passzív működése (nyomáskülönbségre) által valósul meg a funkció. A külső energia-forrás használatával szemben előnyösebb az energia tárolás egyszerű módjait alkalmazni, például rugókkal. Ilyen konstrukciós elemek a rúgóterheléses nyomástartó vagy visszacsapó szelepek.

Az AP1000 reaktor passzív hőelvonó rendszerének (gőzfejlesztőből történő passzív hőelvonás) sémáját és diszpozícióját mutatja be a 7. ábra.



7. ábra Az AP1000 passzív zónahűtő rendszerének diszpozíciója

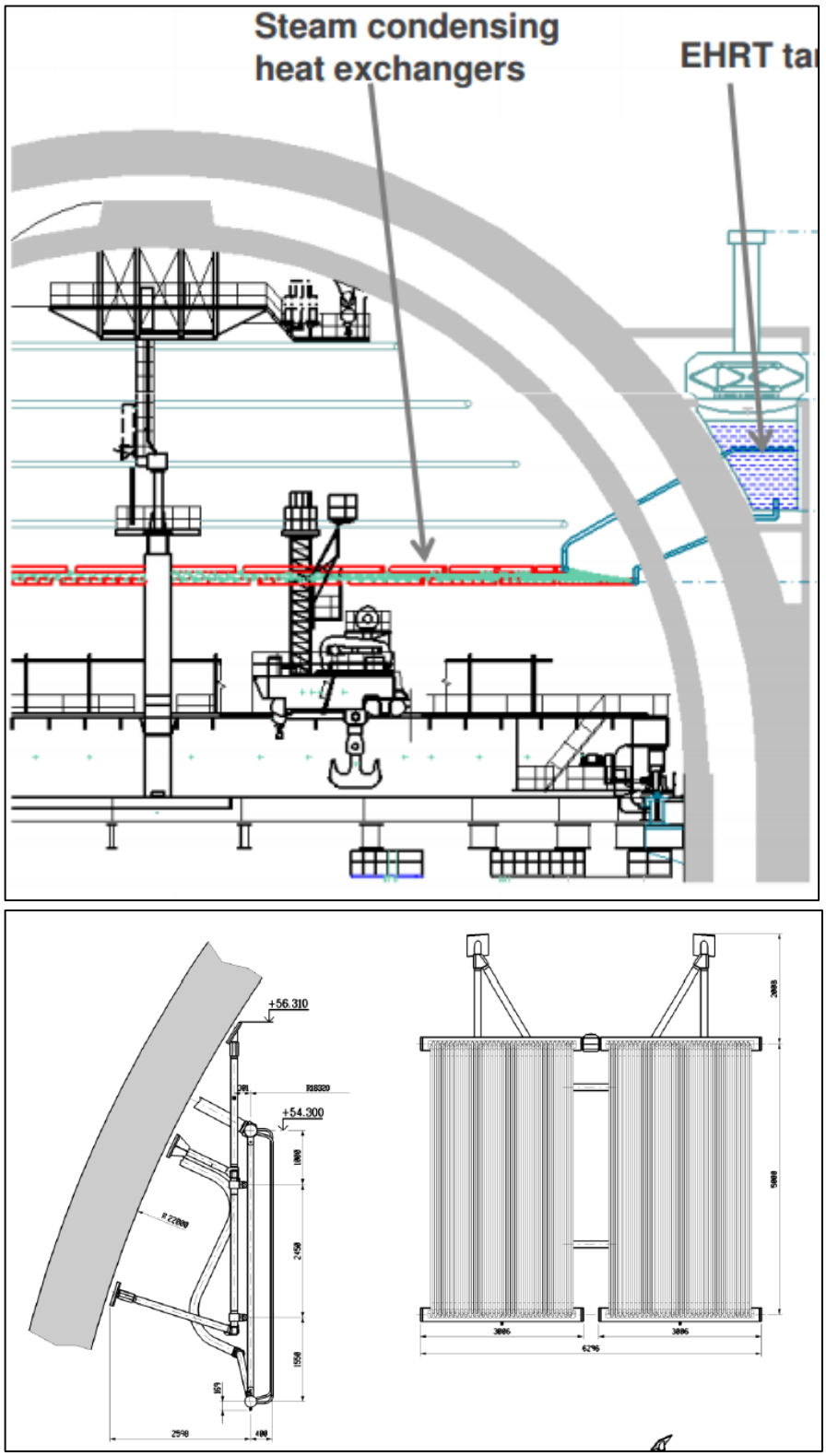
Az AP1000 konténment passzív hűtőrendszerét a 8. ábran láthatjuk.



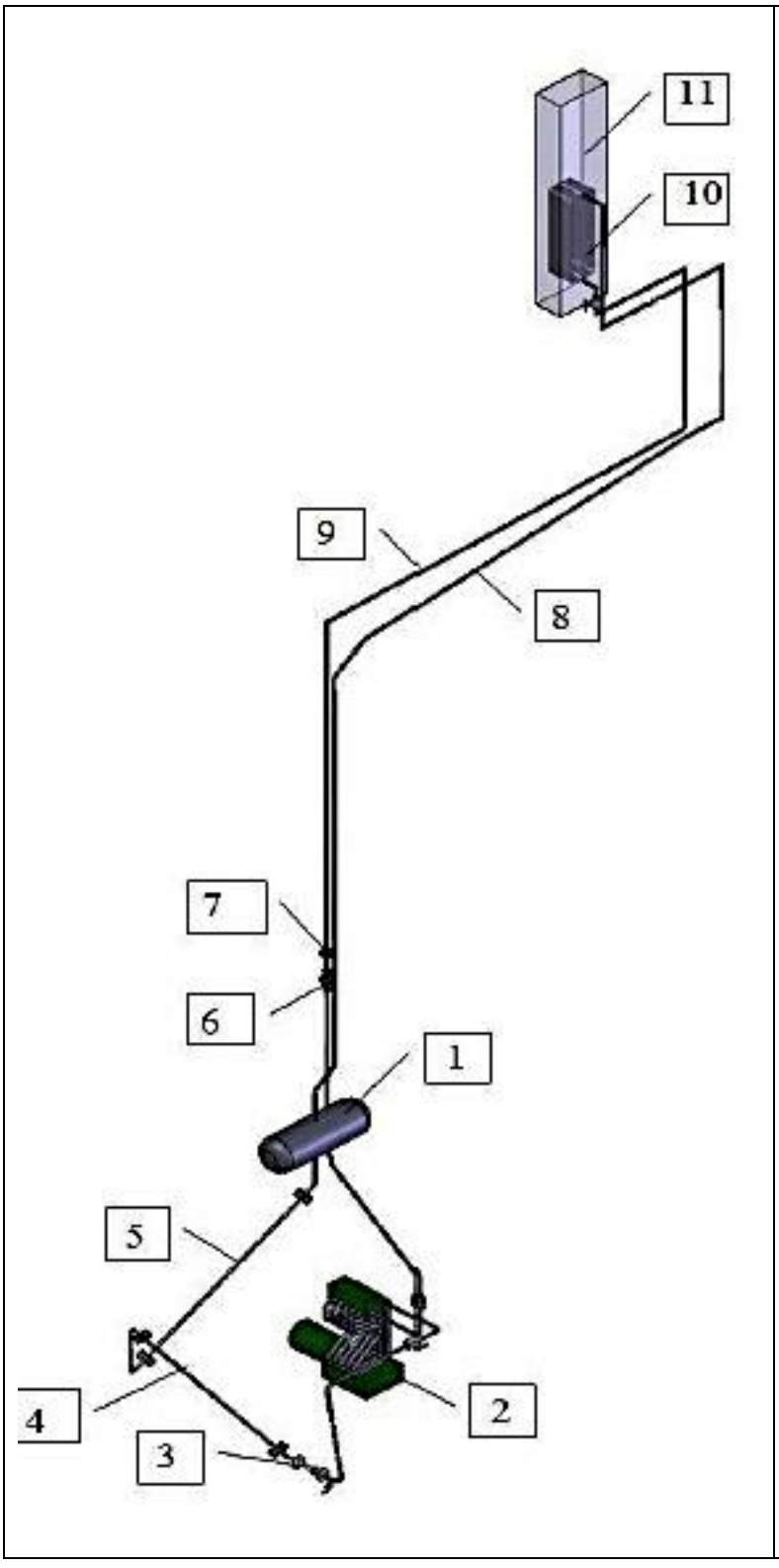
8. ábra Az AP1000 konténment passzív hűtőrendszere

Az orosz terv szerinti konténment passzív hűtőrendszer a 9. ábran látható.

Ezen megoldások esetében feltétlenül szükség van a kísérleti verifikációra, hisz valós baleseti körülmények között aligha várható el „kipróbált megoldás”. A 8. ábra szerinti orosz tervezői megoldás verifikációjára szolgáló hurokberendezés sémája látható a 10. ábran.



9. ábra A konténment passzív hűtőrendszere (orosz terv)



1-steam generator model,

2-circulation pump,

3, 7-flow-measuring apparatus,

4, 5-heaters,

6-start valve model,

8-steam pipework,

9-condensate pipework,

10-heat exchanger model,

11-EHRT (emergency heat removal tank) model.

10. ábra A passzív hőelvonás rendszerének validálására szolgáló modell (CKTI SG PHRS)

5. IRODALOM

[1] IAEA (2006). Fundamental Safety Principles, IAEA Safety Standards Series No. SF-1, International Atomic Energy Agency, Vienna (2006).

[2] IAEA (2012). Safety of nuclear power plants:design, Specific Safety Requirements, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2012, ISBN 978–92–0–121510–9

[3] ASME (2010), ASME Boiler and Pressure Vessel Code (BPVC) , Section III: Rules for Construction of Nuclear Facility Components, ASME Standards Technology, LLC

[4] http://www.mszt.hu/web/guest/uj-szabvanyok-az-atomenergia-teruleten

[5] AFCEN, 2007, RCC-M Design and Conception Rules for Mechanical Components of PWR Nuclear Islands, http://www.afcen.org/index.php?menu=rcc_

[6] AFCEN, 2007, RCC-M Design and Conception Rules for Mechanical Components of PWR Nuclear Islands, http://www.afcen.org/index.php?menu=rcc_m_en

[7] AFCEN, 2010, ETC-C „EPR Technical Code for Civil works" (2010), http://www.afcen.org/index.php?menu=rcc_m_en

[8] PNAE G-10-007-89, ПНАЭ Г-10-007-89, Design standards of reinforced concrete structures localizing safety systems of nuclear power plants, Нормы проектирования железобетонных сооружений локализующих систем безопасности атомных станций, PROC101264, http://www.russiangost.com/p-20739-pnae-g-10-007-89.aspx

[9] PNAE G-7-008-89, ПНАЭ Г-7-008-89, Regulations for design and safe operation of equipment and piping of atomic power plants, Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок, SKU: PROC101146, http://www.russiangost.com/p-20376-pnae-g-7-008-89.aspx

[10] PNAE G-7-002-86, Rules of strength calculation for equipment and pipelines of nuclear power plants, ПНАЭ Г-7-002-86, Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок, http://www.russiangost.com/p-20740-pnae-g-7-002-86.aspx

[11] NP-031-01, НП-031-01, Design norms for antiseismic atomic power stations, Нормы проектирования сейсмостойких атомных станций, SKU: PROC100890, http://www.russiangost.com/p-20103-np-031-01.aspx

[12] NP-026-04, НП-026-04, Requirements for control systems important to safety of nuclear power plants, Требования к управляющим системам, важным для безопасности атомных станций, SKU: PROC101182, http://www.russiangost.com/p-20655-np-026-04.aspx

[13] http://www.mszt.hu/web/guest/webaruhaz?p_p_id=msztwebshop_WAR_MsztWAportlet&p_p_lifecycle=1&p_p_state=normal&p_p_mode=view&p_p_col_id=column-1&p_p_col_pos=1&p_p_col_count=2&_msztwebshop_WAR_MsztWAportlet_javax.portlet.action=search

[14] ASME (2012). CODE COMPARISON REPORT for Class 1 Nuclear Power Plant Components, STP-NU-051, Prepared for: Multinational Design Evaluation Programme, Codes and Standards Working Group, ASME Standards Technology, LLC, ISBN No. 978-0-7918-3419-0

[15] Technical Report on Lessons Learnt on Achieving Harmonisation of Codes and Standards for Pressure Boundary Components in Nuclear Power Plants, MDEP Technical Report TR-CSWG-02, 13 December 2013, https://www.oecd-nea.org/mdep/documents/TR-CSWG-02-technical-report.pdf

[16] Buckthorpe, D. et al. (2003). Review and Comparison of WWER and LWR Codes and Standards, Transactions of the 17th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 17), Prague, Czech Republic, August 17 –22, 2003, paper No F01-2

[17] Lajtha G., Taubner R., Téchy Zs. (1999). Simulation of MBLOCA and SBLOCA accidents on Paks NPP configuration, BC-D-OT-SV-3004, PHARE Project 2.13/95, Bubbler Condenser Experimental Qualification (BCEQ), VEIKI, 1999

[18] ASME, 2006, Guide for Verification and Validation in Computational Solid Mechanics, ASME, V V 10, 2006, ISBN: 079183042X
[19] ASME, 2009, Standard for Verification and Validation in Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer, ASME VV 20, 2009, ISBN: 9780791832097
[20] ASME, 2012, An Illustration of the Concepts of Verification and Validation in Computational Solid Mechanics, ASME VV 10.1, 2012, ISBN: 9780791834152
[21] IAEA, 2000, Benchmark Study for the Seismic Analysis and Testing of WWER Type NPPs, IAEA TECDOC 1176, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2000,
[22] Farkas, Gy., Kovács, T., Szalai, K., 2005, A valószínűségi elven történő méretezés történeti előzményei hazánkban, Vasbetonépítés, 2005, 7. évf., 3. sz., pp. 96-105
[23] Farkas, Gy., Lovas, A., Szalai, K., 2012, A tartószerkezeti tervezés alapjai az EUROCODE szerint, BME, http://www.hsz.bme.hu/hsz/kutat_prog/fajlok/10/a_tartoszerk_terve_alapjai_az_ec_szerint.pdf
[24] ASCE/SEI 43-05 „Seismic Design Criteria for Structures, Systems, and Components in Nuclear Facilities", 2005
[25] Cummins, W.E., Corletti, M.M., Schulz T.L. (2003). Westinghouse AP1000 Advanced Passive Plant, Proceedings of ICAPP '03, Cordoba, Spain, May 4-7, 2003, Paper 3235

Melléklet – a biztonsági, földrengés-biztonsági osztályba sorolás és a szabványok

A gyakorlatban a biztonság szerinti differenciált tervezés a fenti képnél bonyolultabb. Példaként tekintsük az AP1000 tervét (AP1000, EPS-GW-GL-700-Rev 1 Chapter 3 Section 3-2.pdf[4]), amelyben az alábbi rendszert alakították ki:

- A, B, C biztonsági és D nem biztonsági osztályok vannak,
- egyéb szempontokból még E, F, L, P, R és W nem biztonsági osztályokat különböztetnek meg,
- épületek földrengés-biztonsági besorolása a Regulatory Guide 1.29 szerint történik,
    i. kategória, amelynek van biztonsági funkciója
    ii. kategória, amelynek nincs biztonsági funkciója, de kölcsönhatások révén biztonsági funkciót veszélyeztet (ezek lehetnek D, illetve akár E, F, L, P, R és W osztálybéliek),
    iii. nem besorolt, amely nincs a fent kettőben
- a minőségi osztályokat a Regulatory Guide 1.26 szerint határozzák meg,
- vannak az ASME BPVC Section III szerinti osztályok (Class 1-3),
- a villamos és irányítástechnikai osztályozást az IEEE szerint végezték,

Kritériumként ezekhez még a 10CFR50 Appendix B szerinti minőségbiztosítás követelményét, továbbá a 10CFR50 üzem közbeni ellenőrzések (ASME BPV Code Section XI), illetve próbák, karbantartási/megbízhatósági program szükségességét is hozzárendelik. A kategorizálás a tervezésnél alkalmazott normát/szabványt is meghatározza.

Az így kialakított rendszert szemlélteti a 6. táblázat.

A gyakorlati alkalmazást tekintve semmivel sem egyszerűbb az orosz szabályok rendszere. A nukleáris szabályzat OPB 88/97[5] szerinti biztonsági osztályba sorolás mellett, vannak szilárdsági, földrengés-biztonsági kategóriák, s külön rendszere a villamos irányítástechnikai osztályozásnak. Ezt a rendszert mutatja be a 7. táblázat és a 11. ábra.

6. táblázat Az AP1000 biztonsági osztályai a különféle előírások szerint

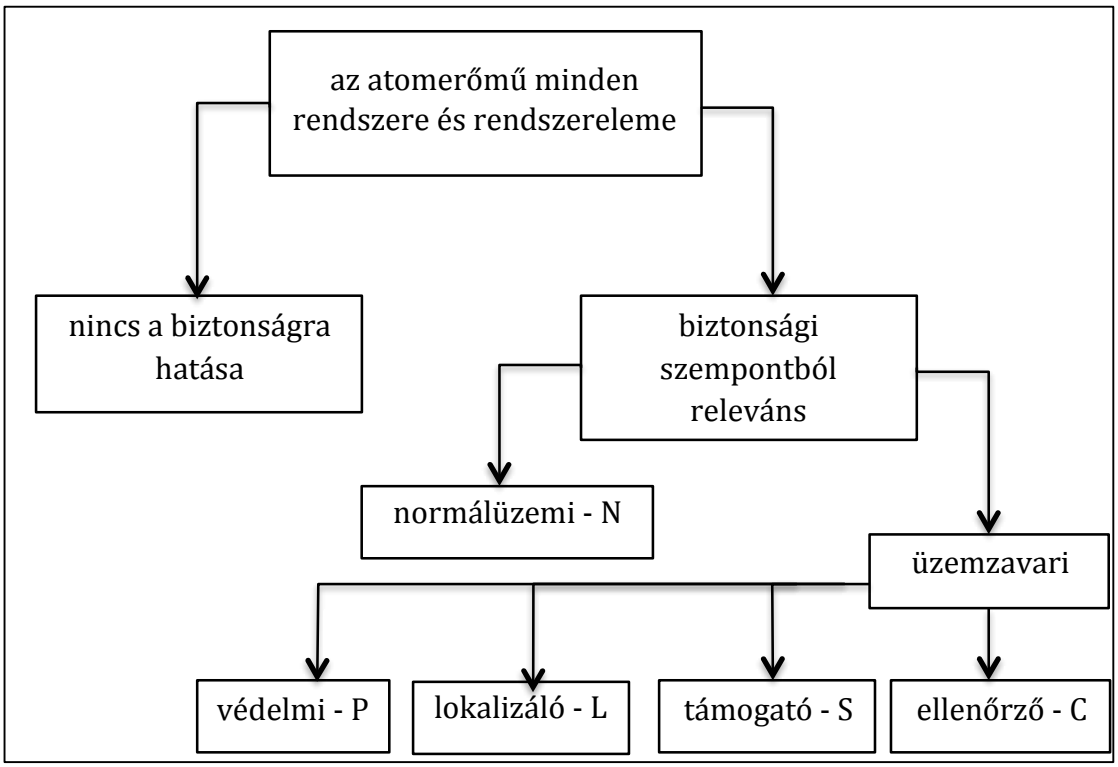
<table>
<tr><th>AP1000
biztonsági osztály</th><th>RG 1.29
földrengés</th><th>ASME
Class</th><th>IEEE</th><th>RG 1.26
minőségi
csoport</th><th>kell-e 10CFR50
App. B
minőség-
biztosítás</th></tr>
<tr><td>A</td><td>I</td><td>1</td><td>-</td><td>A</td><td>igen</td></tr>
<tr><td>B</td><td>I</td><td>2</td><td>-</td><td>B</td><td>igen</td></tr>
<tr><td>C</td><td>I</td><td>3</td><td>1E</td><td>C</td><td>igen</td></tr>
<tr><td>D</td><td rowspan="2">nem
besorolt
vagy II</td><td colspan="2">ipari szabvány</td><td>D</td><td rowspan="2">ipari szabvány</td></tr>
<tr><td>a többi</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr>
</table>

[4] https://www.ukap1000application.com/PDFDocs/European%20DCD%20EPS-GW-GL-700%20Rev%201_Public/EPS-GW-GL-700%20Rev%201%20Chapter%203/EPS-GW-GL-700-Rev%201%20Chapter%203%20Section%203-8.pdf

[5] GENERAL REGULATIONS ON ENSURING SAFETY OF NUCLEAR POWER PLANTS, OPB -88/97, NP-001-97 (PNAE G- 01 011-97), to be enforced from July 1, 1998, Moscow 1997, http://en.gosnadzor.ru/framework/nuclear/OPB-99%20(NP-001-97).pdf

7. táblázat Az osztályba sorolás az orosz normatív dokumentumok szerint

<table>
<tr><td rowspan="6">biztonsági osztály az OPB 88/97
(PNAE-G-I-011-97) szerint</td><td rowspan="5">1., 2. és 3. biztonsági osztály, ami lehet</td><td rowspan="5">üzemi
üzemzavari</td><td>N – normálüzem</td></tr>
<tr><td>P – védelmi</td></tr>
<tr><td>L – lokalizáló</td></tr>
<tr><td>S – támogató</td></tr>
<tr><td>C – ellenőrző</td></tr>
<tr><td colspan="3">4. osztály nem biztonsági</td></tr>
<tr><td rowspan="3">szilárdsági csoport a PNAE G-7 -008-98 szerint</td><td rowspan="3">három minőségi (szilárdsági) csoport: A, B és C a biztonsági osztályba sorolt nyomástartó rendszerelemekre</td><td colspan="2">A – 1. osztály</td></tr>
<tr><td colspan="2">B – 2. osztály</td></tr>
<tr><td colspan="2">C – 3. osztály</td></tr>
<tr><td rowspan="4">villamos és irányítástechnikai biztonsági osztály az NP-026-04 szerint</td><td rowspan="4">négy funkcionális kategória C1, C2, C3 és C4</td><td colspan="2">C1 – 2. osztály, részben</td></tr>
<tr><td colspan="2">C2 – 2. és 3. osztály, részben</td></tr>
<tr><td colspan="2">C3 – a 3. osztály, részben</td></tr>
<tr><td colspan="2">C4 – nincs biztonsági funkciója</td></tr>
<tr><td rowspan="3">földrengés-biztonsági osztály az NP-031-01 szerint</td><td rowspan="3">három osztály</td><td colspan="2">I</td></tr>
<tr><td colspan="2">II</td></tr>
<tr><td colspan="2">III</td></tr>
</table>



11. ábra Az orosz biztonsági osztályba sorolás logikája

A technológiai, illetve az építészeti rendszerek, rendszerelemek besorolására a 8. táblázat és a 9. táblázat mutat példát.

8. táblázat A technológiai rendszerelemek orosz szabályozás szerinti osztályba sorolása

RENDSZERELEM	BESOROLÁS
reaktortartály	1. biztonsági osztály - 1N, A csoport, I. földrengés-biztonsági osztály
primer hűtőkör csővezeték	2. biztonsági osztály, 2N, B csoport, I. földrengés-biztonsági osztály
hidroakkumulátor	2. biztonsági osztály, 2P, B csoport, I. földrengés-biztonsági osztály
in-core hőmérséklet és neutron mérőcsatornák	2. biztonsági osztály, 2NC, B csoport, I. földrengés-biztonsági osztály
katalitikus H-rekombinátorok	2. biztonsági osztály, 2L, B csoport, I. földrengés-biztonsági osztály
dízel-generátor	2. biztonsági osztály, 2S, szilárdsági csoport nem értelmezett, I. földrengés-biztonsági osztály

9. táblázat Példa az orosz szabályozás szerinti osztályba sorolásra – építészeti rendszerelemek

	biztonsági osztály az NP-001-97 (OPB-88/97) szerint	fontossági kategória a PiN AE-5.6 szerint	földrengés-biztonsági osztály (NP-031-01) szerint
reaktor főépület	2. biztonsági osztály, 2NS	I.	I.
belső előfeszített konténment	2. biztonsági osztály, 2NL	I.	I.
dízel-épület	2. biztonsági osztály, 2NS	I.	I.

Az osztályba sorolásra ad példát a Balti EBJ-ből vett 10. táblázat táblázat.

10. táblázat Példák az osztályba sorolásra –Balti EBJ

Table 3.2.5.1 – Classification of the reactor plant systems and components significant for safety

System, equipment or pipeline name		Safety class according to NP-001-97	Classification designation according to NP-001-97	Group according to PNAE G-7-008-89	Seismic category according to NP-031-01	Considering natural and man-induced impacts
Reactor section						
Systems, equipment and pipelines of the reactor plant						
1	Reactor					
1.1	Nuclear reactor vessel					
1.1.1	Vessel	1	1H	A	I	-
1.1.2	Supporting ring	2	2H	-	I	-
1.1.3	Retaining ring	2	2H	-	I	-
1.1.4	Sealing elements of the main joint	1	1H	A	I	-
1.2	Reactor internals					
1.2.1	Internals shaft	2	2H	-	I	-
1.2.2	Core baffle	2	2H	-	I	-
1.2.3	Protective tubes unit	2	2H	-	I	-
1.3	Upper unit					
1.3.1	Cap with branch pipes	1	1	A	I	-
1.3.2	Cross-beam	3	3H	-	I	-

Table 3.2.5.2 – Classification of the reactor plant systems and components not significant for safety

	System, equipment, pipeline name	Safety class according to NP-001-97	Seismic category according to NP-031-01
Reactor section			
Systems, equipment and pipelines of the reactor plant			
1.	Reactor		
1.1	Power distribution unit (steel structure)	4	I
2	Steam generator PGV-1000MKP with supports		
2.1	Embedded parts	4	I
3	Main circulation pump RCPS-1391		
3.1	Service platform	4	III
8	Refueling system		
8.1	Gripper for the control and protective system absorbing rods	4	II
8.2	Hermetic casing gripper	4	II
8.3	Jacket for casings	4	II

Table 3.2.5.2, continued

	System, equipment, pipeline name	Safety class according to NP-001-97	Seismic category according to NP-031-01
9.1	Control room	4	III

Table 3.2.5.3 – Classification of means and systems for RP monitoring and control

System name, functions performed	Safety class according to NP-001-97	Classification designation according to NP-001-97	Classification designation of functional groups, performing the specified functions according to NP-026-04	Seismic category according to NP-031-01
1 Control and protection system				
1.1 Equipment performing reactor emergency protection functions	2	2У	2УК1	I
1.2 Equipment, performing functions of preventive protection of the reactor including the reactor unloading and power limiting	3	3Н	3НК2	II
1.3 Automatic regulator of reactor power	3	3Н	3НК3	II
1.4 System for group and individual control and monitoring of elements position	3	3Н	3НК3	II
2 System for RP monitoring, control and diagnostics				

Table 3.2.5.5 – Classification of building structures of the power unit main buildings and facilities

KKS code	Buildings and structures names	Safety class in accordance with the NP-001-97 (OPB-88/97)	Category of responsibility for nuclear and radiation safety in accordance with the PiN AE-5.6	Seismic category according to NP-031-01
10UJA	Reactor building	2	I	I
10UJG	Transport gate rump	3	II	I
10UJE	Steam cell	2	I	I
10UKD	Safety building	2	I	I
10UKA	Auxiliary building	3	I	I
10UCB	Control building	2	I	I
10UBS	emergency power supply system standby diesel-generator station building (with intermediate diesel fuel	2	I	I
10UKT	Fresh fuel and solid radioactive waste storage, including: - New fuel storage facilities - Solid radioactive waste storage facilities	 2 3	 I II	 I I
10UKH	Air conduit	3	II	II
10UKC	Building of nuclear services, with accommodations of the controlled access area	3	II	II
10UBN	nit diesel-generator station building (with intermediate diesel fuel storage)	3	III	II
10UMA	Turbine building	4	II	II
10UBA	Power supply of normal operation building.	3	II	II
10UNC	Heat cogeneration building	4	II	II