



N3a.11. sz. útmutató

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

Verzió száma:

2.

2021. november

Kiadta:

Kádár Andrea Beatrix
az OAH főigazgatója
Budapest, 2021.

A kiadvány beszerezhető:
Országos Atomenergia Hivatal
Budapest

FŐIGAZGATÓI ELŐSZÓ

Az Országos Atomenergia Hivatal (a továbbiakban: OAH) az atomenergia békés célú alkalmazása területén működő, önálló feladat- és hatáskörrel rendelkező országos illetékességű központi államigazgatási szerv. Az OAH-t a Magyar Köztársaság Kormánya 1990-ben alapította.

Az OAH jogszabályban meghatározott közfeladata, hogy az atomenergia alkalmazásában érdekelt szervektől függetlenül ellássa és összehangolja az atomenergia békés célú, biztonságos és védett alkalmazásával, így a nukleáris és radioaktív hulladék-tároló létesítmények, nukleáris és más radioaktív anyagok biztonságával, nukleárisveszélyhelyzet-kezeléssel, nukleáris védettséggel kapcsolatos hatósági feladatokat, valamint az ezekkel összefüggő tájékoztatási tevékenységet, továbbá javaslatot tegyen az atomenergia alkalmazásával kapcsolatos jogszabályok megalkotására, módosítására és előzetesen véleményezze az atomenergia alkalmazásával összefüggő jogszabályokat.

Az atomenergia alkalmazása hatósági felügyeletének alapvető célkitűzése, hogy az atomenergia békés célú felhasználása semmilyen módon ne okozhasson kárt a személyekben és a környezetben, de a hatóság az indokoltnál nagyobb mértékben ne korlátozza a kockázatokkal járó létesítmények üzemeltetését, illetve tevékenységek folytatását. Az alapvető biztonsági célkitűzés minden létesítményre és tevékenységre, továbbá egy létesítmény vagy sugárforrás élettartamának minden szakaszára érvényes, beleértve létesítmény esetében a tervezést, a telephely-kiválasztást, a létesítést, az üzembe helyezést és az üzemeltetést, valamint a leszerelést, az üzemem kívül helyezést és a bezárást, radioaktív hulladék-tárolók esetén a lezárást követő időszakot, radioaktív anyagok alkalmazása esetén a szóban forgó tevékenységekhez kapcsolódó szállítást és a radioaktív hulladék kezelését, míg ionizáló sugárzást kibocsátó berendezések esetén azok üzemeltetését és karbantartását.

Az OAH a jogszabályi követelmények teljesítésének módját az atomenergia alkalmazóival egyeztetett módon, világos és egyértelmű ajánlásokat tartalmazó útmutatókban fejti ki, azokat az érintettekhez eljuttatja és a társadalom minden tagja számára hozzáférhetővé teszi. Az atomenergia alkalmazásához kapcsolódó nukleáris biztonsági, sugárvédelmi, védettségi és non-proliferációs követelmények teljesítésének módjára vonatkozó útmutatókat az OAH főigazgatója adja ki.

Az útmutatók alkalmazása előtt mindig győződjön meg arról, hogy a legújabb, érvényes kiadást használja-e! Az érvényes útmutatókat az OAH honlapjáról (www.oah.hu) töltheti le.

ELŐSZÓ

Az atomenergia békés célú, biztonságos alkalmazására vonatkozó legmagasabb szintű szabályozást az atomenergiáról szóló 1996. évi CXVI. törvény (a továbbiakban: Atv.) tartalmazza.

A nukleáris létesítmények nukleáris biztonsági követelményeiről és az ezzel összefüggő hatósági tevékenységről szóló rendelkezéseket a 118/2011. (VII. 11.) Korm. rendelet (a továbbiakban: Rendelet) és mellékletei, a Nukleáris Biztonsági Szabályzatok (a továbbiakban: NBSZ) határozzák meg.

A nukleáris biztonsági követelmények és rendelkezések betartása mindazok számára kötelező, akik az Atv. 9. § (2) bekezdése szerinti folyamatos hatósági felügyelet alatt állnak, valamint e törvényben előírt hatósági engedélyhez kötött tevékenységet folytatnak, ilyen tevékenységben közreműködnek, vagy ilyen tevékenység folytatásához engedély iránti kérelmet nyújtanak be. A nukleáris biztonsági követelmények és rendelkezések mellett a követelmények közé tartoznak az egyedi hatósági előírások, feltételek és kötelezettségek, amelyeket az OAH a nukleáris létesítmény nukleáris biztonsága érdekében határozatban állapíthat meg.

Az NBSZ-ben foglalt követelmények teljesítésére az OAH ajánlásokat fogalmazhat meg, amelyeket útmutatók formájában ad ki. Az útmutatókat az OAH a honlapján közzéteszi. Jelen útmutató az engedélyesek önkéntes alávetésével érvényesül, nem tartalmaz általánosan kötelező érvényű normákat. Az útmutató nem tekinthető hivatalos jogértelmezésnek. A jogértelmezés a jogalkalmazó mindenkori feladata és felelőssége, ezért a jelen útmutatóban leírtak kizárólag szakmai álláspontnak tekinthetők, nem használhatók fel jogértelmezésként peres vagy közigazgatási eljárás során.

A Rendelet 3. § (4) bekezdése alapján, ha a kérelmező a nukleáris biztonsággal összefüggő engedély iránti kérelmét az útmutatókban foglaltak szerint terjeszti elő, továbbá, ha az engedélyes a nukleáris biztonsággal összefüggő tevékenységét az útmutatókban foglaltak szerint végzi, akkor az OAH a választott módszert a nukleáris biztonság követelményei teljesítésének igazolására alkalmasnak tekinti, és az alkalmazott módszer megfelelőségét nem vizsgálja.

Az útmutatókban foglaltaktól eltérő módszerek alkalmazása esetén az OAH az alkalmazott módszer helyességét, megfelelőségét és teljes körűségét részleteiben vizsgálja, ami hosszabb ügyintézési idővel, külső szakértő igénybevételével és további költségekkel járhat.

Ha az engedélyes által választott módszer eltér az útmutató által ajánlottól, akkor az eltérés indokolása mellett igazolni kell, hogy a választott módszer legalább ugyanazt a biztonsági szintet biztosítja, mint az útmutatóban ajánlott.

Az útmutatók felülvizsgálata az OAH által meghatározott időszakonként, vagy az engedélyesek javaslatára soron kívül történik.

A fenti szabályozást kiegészítik az engedélyesek, illetve más, a nukleáris energia alkalmazásában közreműködő szervezetek (tervezők, gyártók stb.) belső szabályozási dokumentumai, amelyeket az irányítási rendszerükkel összhangban készítenek.

TARTALOMJEGYZÉK

1. BEVEZETÉS	8
1.1. Az útmutató tárgya és célja	8
1.2. Vonatkozó jogszabályok és előírások	8
2. MEGHATÁROZÁSOK ÉS RÖVIDÍTÉSEK	15
2.1. Meghatározások	15
2.2. Rövidítések	18
3. AZ ÚTMUTATÓ AJÁNLÁSAI	19
3.1. Általános ajánlások	19
3.1.1. PSA célja	19
3.1.2. PSA terjedelme	23
3.1.3. PSA minőségbiztosítása	25
3.2. Validáció és Verifikáció	27
3.2.1. Általános ajánlások	27
3.2.2. A súlyosbaleseti kódok leírása, validálása és verifikálása	28
3.3. Létesítményelemzés	28
3.3.1. Üzemállapotok definiálása	28
3.3.2. Kezdeti események kiválasztása	31
3.3.3. Eseményláncok elemzése	35
3.3.4. Rendszerelemzések	41
3.3.5. Emberi tevékenységek elemzése	47
3.3.6. Függőségek elemzése	51
3.3.7. Bemenő adatok meghatározása	54
3.3.8. Baleseti eseményláncok számszerűsítése	58
3.4. Belső veszélyek elemzése	61
3.4.1. Általános ajánlások	61
3.4.2. Specifikus ajánlások	64
3.4.2.1. <i>Belső eredetű tűz elemzése</i>	64
3.4.2.2. <i>Belső elárasztás elemzése</i>	67
3.4.2.3. <i>Repülő tárgyak kockázatelemzése</i>	69
3.4.2.4. <i>Nehézteher-leesés kockázatelemzése</i>	70
3.5. Külső veszélyek elemzése	71
3.5.1. Általános ajánlások	71
3.5.2. Specifikus ajánlások	75
3.5.2.1. <i>Földrengés</i>	75
3.5.2.2. <i>Külső elárasztás</i>	76
3.5.2.3. <i>Szélsőséges levegőhőmérsékletek</i>	77

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

3.5.2.4. Szélsőséges szélterhelés	77
3.5.2.5. Egyéb természeti eredetű külső veszélyek	77
3.5.2.6. Emberi eredetű külső veszélyek	79
3.6. Konténmentelemzés	81
3.6.1. Kapcsolat az 1. és 2. szintű PSA között	81
3.6.2. Erőműsérülési állapotok definiálása	82
3.6.2.1. PDS-ek meghatározása a névleges üzemállapotra	82
3.6.2.2. PDS-ek meghatározása csökkentett teljesítményű és leállási üzemállapotokra	84
3.6.2.3. A kiegészítőelem-tárolót érintő súlyos balesetek	85
3.6.2.4. A PDS-gyakoriságok számszerűsítése	85
3.6.3. Konténmentviselkedés és -integritás értékelése	86
3.6.3.1. Az előfeszített beton-konténment értékelése	86
3.6.3.2. Átvezetések értékelése	88
3.6.3.3. A reaktorakna dinamikusnyomás-terhelésének elemzése	88
3.6.4. Konténment-eseményfák kidolgozása	90
3.6.4.1. A baleset lefolyásának elemzése	91
3.6.4.2. A CET-elágazások értékelése és számszerűsítése	93
3.6.4.3. Konténment-végállapotok értékelése és számszerűsítése	94
3.6.5. Forrástag-kategóriák és radioaktív kibocsátások meghatározása	96
3.6.6. Konténmentkibocsátások számítása az egyes forrástag-kategóriákra	98
3.6.7. Kikerülésgyakoriságok számszerűsítése	99
3.6.7.1. Forrástag-kategóriák gyakoriságának számszerűsítése	99
3.6.7.2. Az eredmények értékelése és felhasználása	100
3.6.7.3. Összehasonlítás a biztonsági kritériumokkal	101
3.6.7.4. A 2. szintű PSA használata az erőmű kialakításának értékelésében	102
3.6.7.5. Súlyosbaleset-kezelés	103
3.7. Bizonytalansági, érzékenységi és fontossági vizsgálatok	103
3.7.1. Bizonytalansági elemzés	104
3.7.2. Érzékenységi vizsgálatok	105
3.7.3. Fontossági elemzés	106
3.8. Dokumentálás	107
4. HIVATKOZÁSOK	110

1. BEVEZETÉS

1.1. Az útmutató tárgya és célja

Az útmutató ajánlásokat tartalmaz az NBSZ 3a. kötet 3a.2. fejezetében rögzített előírások teljesítésére.

Az útmutató célja, hogy – ajánlásokat adva a valószínűségi biztonsági elemzésekkel (PSA) kapcsolatosan – egyértelművé tegye a hatósági elvárásokat, és ezzel elősegítse az érvényes előírásokban meghatározott nukleáris biztonsági kritériumok teljesülését, az alkalmazott műszaki megoldásoknak megfelelően, a nukleáris biztonság szempontjából.

1.2. Vonatkozó jogszabályok és előírások

A nukleáris biztonsági követelmények jogszabályi hátterét az Atv. és a Rendelet biztosítja.

3a.2.3.1700. „Az atomerőmű jelentette teljes kockázat meghatározására, a vonatkozó kockázati célok és elfogadási kritériumok teljesülésének igazolására, a terv kiegyensúlyozottságának, egyenszilárdságának értékelésére, valamint a tervezési alap kiterjesztése megfelelőségének megítélésére valószínűségi biztonsági elemzést kell készíteni. A valószínűségi biztonsági elemzést fel kell használni annak igazolására, hogy a szakadékszél-effektus elkerülésére kellő tartalékok állnak rendelkezésre.”

3a.2.3.1800. „Az atomerőművi blokk tervéhez, beleértve az üzemanyag tároló és kezelő rendszereket is, 1. és 2. szintű valószínűségi biztonsági elemzést kell kidolgozni, amely kiterjed minden lehetséges üzemállapotra, rendszerkonfigurációra és valamennyi feltételezett kezdeti eseményre, amelyre más módszerrel nem bizonyítható, hogy a kockázathoz adott járuléka elhanyagolható. Az 1. és 2. szintű valószínűségi biztonsági elemzésekben - a legkorszerűbb tudományos és technológiai eredmények felhasználásával - a lehető legteljesebb mértékben figyelembe kell venni a külső- és belső veszélyeztető tényezőket, illetve ezek lehetséges kombinációit. Ahol ez nem lehetséges, ott nemzetközileg elfogadott alternatív elemzési megoldásokkal kell értékelni a külső veszélyeztető tényezők hozzájárulását az atomerőmű teljes kockázatához. ”

3a.2.3.1900. „A valószínűségi biztonsági elemzésben figyelembe kell venni a lényeges funkcionális, területi, a rendszerelemek fizikai elhelyezkedéseit alapul vevő, az üzemeltetésből, karbantartásból és egyéb közös okú meghibásodásból fakadó függőségeket, különösen a repülő tárgyak, folyadék- és gőzsugár hatásait, a belső tüzet és elárasztást, valamint a környező ipari létesítmények

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

üzemzavarait, az emberi tevékenységek hatásait, és a természeti veszélyeztető tényezők által kiváltott hatásokat.”

3a.2.3.2000. „A valószínűségi biztonsági elemzés keretében a bizonytalansági és érzékenységi vizsgálatokat is el kell végezni, és minden alkalmazásnál tekintettel kell lenni azok eredményére.”

3a.2.3.2100. „A valószínűségi biztonsági elemzésnek az atomerőmű viselkedését valóságghűen kell modelleznie. Ehhez figyelembe kell venni a vonatkozó tervezési adatokat, az üzemeltetési és üzemzavari utasításokat, baleset-kezelési útmutatókat vagy azok tervezeteit, figyelembe véve az emberi beavatkozásokat, az azokhoz kapcsolódó potenciális emberi hibákkal együtt. A valószínűségi biztonsági elemzésekben feltételezett, szükséges működési idők megfelelőségét igazolni kell.”

3a.2.3.2200. „Emberi megbízhatósági elemzéseket kell végezni, figyelembe véve azokat a tényezőket, amelyek az atomerőművi blokk egyes üzemállapotaiban hatással lehetnek az üzemeltető személyzet tevékenységére, teljesítőképességére.”

3a.2.3.2300. „A rendszerek és emberi beavatkozások sikerkritériumainak meghatározására vonatkozó elemzésekben a legjobb becslés módszerét kell alkalmazni. Ahol a legjobb becslés módszere nem alkalmazható, ott a feltételezések konzervativizmusa miatti torzító hatást értékelni kell.”

3a.2.3.2400. „A számításokhoz megbízható, hiteles, elsősorban létesítmény-, másodsorban létesítménytípus-, harmadsorban típus-specifikus megbízhatósági adatokat kell használni. Az adatok forrását, a minta nagyságát dokumentálni kell. A forrásadatok változása esetén figyelembe kell venni a tervezési adatok és az üzemi viszonyok közötti különbségeket, és ezeket értékelni kell. Ahol nem állnak rendelkezésre használható statisztikai adatok, megalapozott becsléseket kell alkalmazni.”

3a.2.3.2500. „A valószínűségi biztonsági elemzéseket a rendszerek, rendszerelemek tervezett, majd tényleges karbantartási és tesztelési, ellenőrzési gyakorlatának megfelelően kell elvégezni. A valószínűségi biztonsági elemzések eredményeire vonatkozó követelmények teljesülését a karbantartások, próbák és ellenőrzések rendszer- és rendszerelem-megbízhatóságra gyakorolt hatásának figyelembevételével kell igazolni.”

3a.2.3.2600. „A valószínűségi biztonsági elemzést a rendelkezésre álló nemzetközi tapasztalatok, validált módszerek alkalmazásával az engedélyes minőségirányítási rendszerével összhangban kell elkészíteni, dokumentálni és karbantartani.”

3a.2.2.0200. „A normál üzemet, valamint az atomerőmű tervezési alapjának részeként figyelembe vett állapotokra vezető eseményeket gyakoriságuk alapján

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

az alábbi táblázat szerinti üzemállapotokhoz kell rendelni. A különböző állapotokra vezető események gyakoriságát elemzésekkel kell igazolni.”

	A	B	C
1.	Üzemállapot	Megnevezés	Esemény gyakoriság (f [1/év])
2.	TA1	normál üzem	-
3.	TA2	várható üzemi események	$f \geq 10^{-2}$
4.	TA3	kis gyakoriságú tervezési üzemzavarok	$10^{-2} > f \geq 10^{-4}$
5.	TA4	nagyon kis gyakoriságú tervezési üzemzavarok	$10^{-4} > f \geq 10^{-6}$

3a.2.2.0400. „Valószínűségi biztonsági elemzésekkel kell igazolni minden tervezési alapba tartozó üzemzavarra, hogy egy adott kezdeti esemény gyakoriságának és az adott kezdeti esemény okozta tranziens során a TA4 üzemállapotokra vonatkozó elfogadási kritériumok teljesítéséhez szükséges bármely biztonsági funkció elmaradása valószínűségének szorzata nem haladja meg a 10^{-6} /év értéket.”

3a.2.2.0500. „A 3a.2.1.1200. követelmény alapján meghatározott funkciókra fontossági elemzést kell végezni az alábbiak figyelembevételével:

- a biztonsági funkció megvalósulása elmaradásának következménye,
- a biztonsági funkció szándékolatlan működésének következménye,
- a biztonsági funkció megvalósulását igénylő kezdeti események gyakorisága,
- a biztonsági funkció szerepe az ellenőrzött, vagy a biztonságos állapot biztosításában.

Az elemzéseknek elsődlegesen determinisztikus módszereken kell alapulnia, kiegészítve valószínűségi módszerekkel és mérnöki becsléssel.”

3a.2.2.3400. „A rendszerek, rendszerelemek osztályozásának elsődlegesen determinisztikus módszereken kell alapulnia, kiegészítve valószínűségi módszerekkel és mérnöki becsléssel.”

3a.2.2.3500. „A tervezéshez meg kell határozni mindazon feltételezhető kezdeti eseményt, amely befolyásolhatja az atomerőmű biztonságát, és ezekből

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

determinisztikus módszerrel vagy determinisztikus és valószínűségi módszerek kombinációjával kell kiválasztani a tervezési alapba tartozókat."

3a.2.2.4800. *„Az egyedi események minden reális kombinációját figyelembe kell venni a tervezés során - beleértve a külső és a belső eredetű eseményeket is - , amelyek TA2-4 üzemállapothoz vezethetnek. A tervezésnél figyelembe veendő eseménykombinációkat mérnöki megfontolások és valószínűségi elemzések együttes figyelembevételével kell kiválasztani."*

3a.2.2.5000. *„A feltételezett kezdeti események köréből kiszűrhető:*

a) a rendszerek, rendszerelemek meghibásodása vagy emberi hiba, vagy mindkettő következtében bekövetkező belső kezdeti esemény, ha a gyakorisága kisebb, mint 10^{-6} /év;

b) a telephelyre jellemző külső emberi tevékenységből származó olyan veszélyeztető tényező, amelynek gyakorisága 10^{-7} /évnél kisebb, vagy ha a veszélyeztető tényező olyan távolságban van, hogy igazolható az, hogy az atomerőművi blokkra az várhatóan nem gyakorol hatást; valamint

c) a 10^{-5} /évnél kisebb gyakorisággal ismétlődő természeti eredetű külső veszélyeztető tényező vagy olyan természeti eredetű külső veszélyeztető tényező, amelyekre belátható, hogy nem képesek fizikailag veszélyeztetni az erőművet."

3a.2.2.5100. *„Minden olyan természeti eredetű veszélyeztető tényezőt, amelyet a fenti szűrési kritériumok alapján nem lehet kiszűrni, meg kell vizsgálni determinisztikus, illetve amennyire a legfrissebb tudományos és technikai ismeretek lehetővé teszik, valószínűségi módszerekkel is. Az elemzésnek az összes elérhető, validált adatot figyelembe kell vennie, és amennyire lehetséges, kapcsolatot kell teremtenie a veszélyeztető tényezők súlyossága, így különösképpen a nagysága és időtartama, valamint előfordulásuk gyakorisága között. Amennyire lehetséges, meg kell határozni a veszélyeztető tényezők maximális, még megalapozott mértékű súlyosságát."*

3a.2.2.5200. *„A külső veszélyeztető tényezők elemzése során:*

a) figyelembe kell venni minden releváns telephelyi és regionális adatot. Különös figyelmet kell fordítani a történelmi adatokra,

b) különös figyelmet kell fordítani az olyan veszélyeztető tényezőkre, amelyek időben változhatnak,

c) a használt módszerek és a feltételezések elfogadhatóságát igazolni kell, illetve becsülni kell az eredményeket befolyásoló bizonytalanságokat."

3a.2.2.6000. *„A mélységben tagolt védelem elvével összhangban, a TAK üzemállapotokat eredményező eseményeket és eseménykombinációkat valószínűségi módszerekkel és mérnöki megfontolásokkal kiegészített*

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

determinisztikus elemzésekkel kell kiválasztani. Igazolni kell, hogy minden lehetséges eseményt és eseménykombinációt figyelembe vettek. A biztonság igazolására szolgáló elemzéshez a módszerek közül a vizsgált esetnek leginkább megfelelőt vagy azok leginkább megfelelő kombinációját kell alkalmazni.”

3a.2.2.6700. „A TAK események elemzésénél:

- a) csak megalapozott módszereket és feltételezéseket lehet használni;*
- b) biztosítani kell az elemzés megismételhetőségét olyan esetekben is, amikor az elemzés során mérnöki becslést vettek figyelembe, illetve figyelembe kell venni az elemzéssel kapcsolatos összes bizonytalanságot és azok hatását;*
- c) azonosítani kell minden olyan megelőző vagy következmény-csökkentő intézkedést, amivel növelni lehet az erőmű ellenálló képességét a tervezési alapon figyelembe nem vett állapotokkal szemben;*
- d) meg kell vizsgálni a TAK események telephelyen belüli és kívüli potenciális radiológiai hatásait, feltételezve, hogy a baleset-elhárítási intézkedések sikeresek;*
- e) figyelembe kell venni az erőmű elhelyezkedését és felépítését, a rendszerek, rendszerelemek képességeit, a vizsgált eseményhez kapcsolódó állapotokat és a tervezett balesetelhárítási intézkedések hatékonyságát;*
- f) igazolni kell, hogy a szakadékszél-effektus elkerüléséhez kellő tartalékok állnak rendelkezésre;*
- g) be kell mutatni a valószínűségi biztonsági elemzések eredményeit és ezek megfelelő felhasználását;*
- h) ahol releváns, figyelembe kell venni a súlyos baleset során lejátszódó jelenségeket;*
- i) definiálni kell végső állapotokat, vagy ahol lehetséges biztonságos állapotokat, illetve az ezekhez kapcsolódó rendszerek és rendszerelemek szükséges működési idejét.”*

3a.2.2.7200. „Legalább az alábbi eseményeket tervezési megoldásokkal vagy preventív baleset-kezelési képességek kialakításával gyakorlatilag ki kell zárni, azaz bizonyítani kell, hogy bekövetkezésük fizikailag lehetetlen, vagy a bekövetkezési gyakorisága nagy biztonsággal kisebb, mint 10^{-7} /év:

- a) reaktortartály törése,*
- b) prompt kritikussággal járó reaktivitás balesetek, beleértve a heterogén bórhígulási eseteket is,*
- c) minden olyan rövid- és hosszútávon jelentkező terhelés, ami veszélyeztetheti a konténment integritását, így különösképpen nehéz teher*

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

leejtése, gőz- és hidrogénrobbanás, üzemanyag-olvadék kölcsönhatása beton teherhordó szerkezetekkel és konténment túlnyomódás,

d) hűtés elvesztése a besugárzott fűtőelem tárolása során, ami fűtőelem-sérüléshez vezethet, valamint

e) hűtőközeg-vesztés nyitott konténment mellett, ami a zóna szárazra kerülését okozhatja.”

3a.2.3.0600. „Az atomerőmű élettartama során minden, a nukleáris biztonság szempontjából fontos rendszert, rendszerelemet érintő, az engedélyezett állapottól eltérő helyzetet okozó beavatkozás, módosítás megfelelőségét determinisztikus biztonsági elemzéssel vagy determinisztikus és valószínűségi biztonsági elemzések kombinációjával kell igazolni.”

3a.2.3.0700. „A tervezési alapot, a tervezési alap kiterjesztését és ezek igazolását a tervezés lezárásakor, valamint az atomerőmű teljes élettartama során, rendszeres időközönként, továbbá lényeges új, hazai vagy nemzetközi biztonsági információk felmerülése esetén felül kell vizsgálni, és szükség esetén módosításokat kell végrehajtani a determinisztikus és valószínűségi számítások eredményei, illetve mérnöki megfontolások alapján. Az azonosított hiányosságokat és biztonságnövelő intézkedéseket értékelni kell, és időben meg kell tenni a szükséges intézkedéseket.”

3a.2.4.0600. „Valamennyi feltételezett kezdeti eseményből kiinduló eseményláncre – a szabotázst kivéve – a zóna részleges vagy teljes megolvadásával járó esetek összegzett gyakorisága nem haladja meg a 10^{-5} /év értéket.”

3a.2.4.0700. „A korlátozott környezeti hatás kritérium teljesítéséhez a TAK1 üzemállapotot eredményező eseményre és a 3a.2.2.7000. pont előírásainak figyelembevételével a TAK2 üzemállapotot eredményező eseményekre bizonyítani kell, hogy

a) az atomreaktortól vett 800 m távolságon túl nincs szükség sürgős óvintézkedésekre;

b) az atomreaktortól vett 3 km távolságon túl nincs szükség semmilyen átmeneti intézkedésre, azaz nincs szükség a lakosság ideiglenes áttelepítésére;

c) az atomreaktortól vett 800 m távolságon túl nincs szükség semmilyen késői védőintézkedésre, azaz nincs szükség a lakosság végleges áttelepítésére;

d) ne legyen szükség hosszú távú élelmiszerfogyasztási korlátozásra.”

3a.2.4.0800. „A nagy vagy korai kibocsátással járó eseményeket gyakorlatilag ki kell zárni. A nagy vagy korai kibocsátással járó eseményláncok minden kiinduló üzemállapotra és hatásra összegzett gyakorisága - kivéve a szabotázst esetét - nem

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

haladhatja meg a 10^{-6} /év értéket. A követelmény teljesülését 2. szintű valószínűségi biztonsági elemzéssel kell igazolni.”

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.”

3a.3.5.1600. „A TAK1-2 üzemállapotban megengedett az egyes blokkok közötti összekapcsolt támogató rendszerek alkalmazása, amennyiben igazolható, hogy az segíti a baleset-kezelés során egy adott biztonsági funkció helyreállítását. Olyan összekapcsolás nem engedhető meg a blokkok között, amely bármely blokk esetén növelné a következmények valószínűségét vagy súlyosságát.”

3a.4.5.2100. „ABOS 2. és ABOS 3. biztonsági osztályba sorolt rendszerek esetén el kell készíteni az alábbi igazoló elemzéseket:

a) determinisztikus elemzés az egyszeres meghibásodás elleni védetség igazolására,

b) a hardver és szoftver meghibásodási módok és hatások elemzése,

c) az ember-gép kapcsolat kialakításához és az automatizáltság szintjének megállapításához funkció és feladat elemzés,

d) közös okú meghibásodási lehetőségek elemzése, így különösképpen a specifikáció-béli, tervezési, gyártási, szoftver és hardver, környezeti hatások, karbantartási problémák, azonos rendszer vagy rendszerelem alkalmazása különböző mélységben tagolt védelmi vonalakban, architektúra, elválasztások, elégséges diverzitás,

e) valószínűségi megbízhatósági elemzés,

f) teszt lefedettség elemzése.”

3a.4.5.4700. „Az ABOS 2. biztonsági osztályba sorolt irányítástechnikai rendszerek esetén, a közös okú hibák lehetőségét minimalizálni kell megfelelő mértékű funkcionális vagy rendszerelem szintű diverzitás alkalmazásával. A diverzitás szükséges mértékét a megkívánt megbízhatósági követelményekből kell levezetni. Elemzéssel kell igazolni, hogy a választott megoldás mellett a közös okú meghibásodások valószínűsége elegendően alacsony.”

2. MEGHATÁROZÁSOK ÉS RÖVIDÍTÉSEK

2.1. Meghatározások

Az útmutató az Atv. 2. §-ában, valamint a Rendelet 10. számú mellékletében ismertetett meghatározásokon kívül az alábbi definíciókat tartalmazza.

Aleatorikus bizonytalanság

Véletlenszerűségből származó bizonytalanság: események és folyamatok véletlenszerűségéből, azaz sztochasztikus jellegéből adódó bizonytalanság.

Bázisesemény

Olyan hiba, amelynek a bekövetkezési gyakorisága és/vagy valószínűsége közvetlenül számszerűsíthető, és amely bekövetkezésének okát részletesen nem vizsgálják, nem bontják tovább.

Csúcsesemény

Egy adott hibafa záróeseménye. A hibafa egésze által leírt összetett hibaesemény mint kedvezőtlen kimenetel fellépését reprezentálja.

Episztemikus bizonytalanság

Modellalkotásból származó bizonytalanság: események és folyamatok leírására szolgáló modell valóságűségének (tudásszint, modellezési pontosság) mértékét kifejező bizonytalanság.

Erőműsérülési állapot

A 2. szintű PSA-val kapcsolatos fogalom. Egy erőműsérülési állapot (PDS – Plant Damage State) a zóna- vagy fűtőelemsérüléshez vezető 1. szintű PSA-eseményláncok közül egybe gyűjti azokat, amelyek végállapotában hasonló a primerköri rendszerek állapota, a konténmentrendszerek rendelkezésre állása, a konténment állapota, stb. Az erőműsérülési állapotok paraméterei a zónasérülés, illetve a kibocsátás kezdetének időpontjában fennálló viszonyokra vonatkoznak.

Eseményfa

Adott kezdeti esemény lehetséges következményeit írja le az egyes biztonsági funkciók teljesülése függvényében, logikailag rendezett, grafikus formában. Az eseményfa az adott kezdeti eseményhez tartozó eseményláncok összessége.

Az eseményfa alkotóelemei: kezdeti esemény, csomópontok, végesemények és az összeköttetések vonalhálózata. A csomópontok (elágazási pontok) reprezentálják az egyes biztonsági funkciók teljesülésének kritériumait

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

(sikerkritériumokat). Az eseményfák kezdeti eseménye lehet egy hibafa végeredménye vagy lehet egy frekvencia jellegű bázisesemény is.

Eseménylánc

Adott kezdeti eseményt követően a stabil, biztonságos állapot fenntartásához szükséges biztonsági funkciók teljesülésének vagy elmaradásának lehetséges sorozata (kombinációja).

Hibafa

Egy adott rendszerfunkció elmaradásának feltételeit írja le a funkcióteljesítést veszélyeztető bázisesemények logikai kapcsolatán keresztül, logikailag rendezett grafikus formában.

A hibafa alkotóelemei: bázisesemények, logikai kapcsolók, csúcseemény és az összeköttetések vonalhálózata. A logikai kapcsolók (operátorok) logikai ÉS, VAGY, illetve többségi logikai, valamint transzferkapuk (illesztőkapuk) lehetnek.

Kezdeti esemény

Olyan esemény, amely közvetlenül zónasérüléshez vezethet (pl. reaktortartály törése) vagy a normál működést megzavarva a zónasérülés elkerüléséhez biztonsági és nem biztonsági rendszerek sikeres működését igényli.

Megengedett üzemképtelenségi idő

A megengedett üzemképtelenségi idő egy rendszer vagy rendszerelem üzemképtelenségének az üzemeltetési feltételek és korlátok részeként előírt azon maximális időtartama, amelynek elérésekor az atomerőművi blokk üzemeltetésében az üzemeltetési feltételekben megszabott beavatkozást kell végrehajtani. E beavatkozás jellemzően a blokk leállítását vagy leterhelését jelenti egy előre megadott teljesítményszintig, de az üzemeltetési feltételek és korlátok függvényében lehet a redundáns rendszerek vagy rendszerelemek soron kívüli működtetési próbája, vagy valamely más, a blokk biztonságosabb állapotának elérését célzó beavatkozás.

Egy adott csúcseemény vagy végesemény bekövetkezéséhez szükséges és elégséges bázisesemények együttes bekövetkezését (ÉS kapcsolatát) jelentő eseménykombináció.

Sikerkritérium

Az eseménylánc adott csomópontjához tartozó biztonsági, illetve rendszerfunkciók teljesülésének szükséges és elégséges feltétele.

Vágási érték

Események és minimálmetszetek gyakoriságának vagy rendűségének határértékei, amelyeknél kisebb gyakoriságú vagy nagyobb rendűséggel rendelkező eseményeket nem veszi figyelembe a valószínűségi biztonsági elemzés.

Végesemény

Egy adott esemenylánc záróeseménye. Jellemzően 1. szintű PSA esetén siker, azaz stabil, biztonságos reaktorállapot, vagy hiba, azaz zóna- vagy fűtőelem-sérülést jelentő állapot. 2. szintű PSA esetén különböző mértékű és időbeliségű radioaktivitás-kibocsátást megtestesítő állapotok.

2.2. Rövidítések

AOT:	Allowed Outage Time – megengedett üzemképtelenségi idő
CCF:	Common Cause Failure – közös okú meghibásodás
CDF:	Core Damage Frequency – zónasérülési gyakoriság
CET:	Containment Event Tree – konténment-eseményfa
FMEA:	Failure Mode and Effect Analysis – hibamód- és hatáselemzés
HPME:	High pressure melt ejection - Nagynyomású olvadékkilökődés
HRA:	Human Reliability Analysis – emberi megbízhatóság elemzése
LERF:	Large early release frequency - Korai nagy kibocsátási gyakoriság
LOCA:	Loss of coolant accident - Hűtőközegvesztéses üzemzavar
LRF:	Large release frequency - Nagy kibocsátási gyakoriság
PDS:	Plant Damage State – erőműsérülési állapot
PLC:	Programmable Logic Controller – programozható logikai vezérlő
POS:	Plant Operational State – erőművi üzemállapot
PSA:	Probabilistic Safety Assessment – valószínűségi biztonsági elemzés
PWR:	Pressurized water reactor – Nyomottvizes reaktor
STI:	Surveillance Test Interval – ellenőrzési, tesztelési ciklusidő

3. AZ ÚTMUTATÓ AJÁNLÁSAI

3.1. Általános ajánlások

3.1.1. PSA célja

3a.2.3.1700. „Az atomerőmű jelentette teljes kockázat meghatározására, a vonatkozó kockázati célok és elfogadási kritériumok teljesülésének igazolására, a terv kiegyensúlyozottságának, egyenszilárdságának értékelésére, valamint a tervezési alap kiterjesztése megfelelőségének megítélésére valószínűségi biztonsági elemzést kell készíteni. A valószínűségi biztonsági elemzést fel kell használni annak igazolására, hogy a szakadékszél-effektus elkerülésére kellő tartalékok állnak rendelkezésre.”

A fenti NBSZ-követelmény alapján meghatározzák az atomerőmű jelentette teljes kockázatot és annak összetevőit. A kapott eredmények értékelésének céljai:

- az elfogadási kritériumok teljesülésének igazolása,
- az atomerőművi terv kiegyensúlyozottságának, egyenszilárdságának bemutatása,
- a tervezési alap kiterjesztése megfelelőségének megítélése.

Az elfogadási kritériumok teljesülésének vizsgálatát kiterjesztik

- a blokk szintű valószínűségi biztonsági mutatók elfogadhatóságának értékelésére (1. és 2. szintű PSA),
- az egyes biztonsági rendszerek, illetve biztonsági funkcióik megbízhatósági mutatóinak értékelésére.

Az atomerőmű tervének kiegyensúlyozottságát, egyenszilárdságát az alábbiakat bemutatva igazolják:

- A kockázat összetevői között nincs egyetlen olyan tényező sem, amely aránytalanul nagy hozzájárulással rendelkezne. A tényezők vizsgálatát kiterjesztik az üzemállapotok, kezdeti események, radioaktivitás-források, eseményláncok, rendszerek és rendszerelemek, valamint az emberi tevékenységek körére. A kezdeti események között a külső veszélyeket is figyelembe veszik.
- Egyetlen paraméter kismértékű változása sem vezet az erőmű súlyos üzemzavari állapotához, azaz nem léphet fel az ún. szakadékszél hatás (cliff edge effect).
- A meghatározó hozzájárulással rendelkező tényezők között nincsen olyan, amelynek kiemelkedően nagy a bizonytalansága. A tényezők

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

között az adatok, modellezési feltételezések, rendszer- és folyamatparaméterek bizonytalanságát figyelembe veszik.

A tervezési alap kiterjesztése megfelelőségének megítélését segíti azon rendszerek és eljárások azonosítása, amelyek módosítása csökkentheti a komplex üzemzavarok és súlyos balesetek valószínűségét vagy mérsékelheti azok következményét.

3a.2.3.2500. „[...] A valószínűségi biztonsági elemzések eredményeire vonatkozó követelmények teljesülését a karbantartások, próbák és ellenőrzések rendszer- és rendszerelem-megbízhatóságra gyakorolt hatásának figyelembevételével kell igazolni.”

A fenti NBSZ-pont szerint a PSA-eredmények elfogadási kritériumainak teljesülését a következők rendszer- és rendszerelem-megbízhatóságra gyakorolt hatásának figyelembevételével igazolják:

- a) karbantartások,
- b) próbák,
- c) és ellenőrzések.

A PSA az atomerőmű tervezési folyamatának szerves részét képezi. A PSA-t az atomerőmű tervezési fázisában úgy ütemezik, és olyan részletességgel végzik el, hogy az – a determinisztikus elemzésekkel együtt – felhasználható legyen kockázatszempontról döntésekhez és PSA-alkalmazásokhoz.

Az 1. szintű PSA eredményeit a tervezés során felhasználják a súlyos balesetek kialakulását megakadályozni hivatott biztonsági rendszerek és az üzemzavar-elhárítási utasítások gyenge pontjainak feltárására s ezen keresztül a tervváltoztatások és utasításmódosítások biztonsági megalapozására.

A tervezés során a PSA-t figyelembe veszik az eseménykombinációk meghatározásához, ahol az egyedi kezdeti események minden reális kombinációját figyelembe veszik – ideértve a külső és belső eseményeket – amelyek a TA3-4 üzemiállapotra vezethetnek.

A TAK-üzemiállapotokat eredményező kezdeti eseményeket és eseménykombinációkat valószínűségi módszerekkel és mérnöki megfontolásokkal kiegészített determinisztikus elemzésekkel választják ki.

A tervezéskori PSA során a modellek kidolgozását és az adatok összeállítását olyan részletességgel végzik el, hogy az kiindulási alapul szolgáljon az elemzés rendszeres időszakos frissítésére, azaz az „élő PSA” megvalósítására és a kockázatszempontról alkalmazásokra.

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

A tervezéskori PSA-modellek kidolgozásához általános esetben a következő tervezési információkat használják fel:

- a) a biztonsági funkciók tételes definíciói,
- b) a biztonsági funkciókat ellátó rendszerek, rendszerelemek és szerkezetek listája,
- c) a rendszerek, rendszerelemek és szerkezetek közötti funkcionális függőségek leírása,
- d) a rendszerek, rendszerelemek és szerkezetek normál üzemi és üzemzavari működésmódjának, üzemi és környezetállósági jellemzőinek, azok biztonsági tartalékainak leírása,
- e) az üzemzavari eseményláncok sikerkritériumainak (termohidraulikai, szimulátoros háttérelmézések eredményeinek) leírása,
- f) a rendszerek, rendszerelemek és szerkezetek elhelyezésének, méreteinek leírása.

Az „élő PSA” keretében a tervezési alapot, a tervezési alap kiterjesztését és ezek igazolását a tervezés lezárásakor, valamint az atomerőmű teljes élettartama során, rendszeres időközönként, továbbá lényeges új biztonsági információk felmerülése esetén felülvizsgálják, és szükség esetén módosítják a determinisztikus és valószínűségi számítások eredményei alapján. Az azonosított hiányosságokat értékelik, és korrekciós intézkedéseket hoznak.

Az új atomerőmű esetében törekedni kell arra, hogy a létesítés során kialakított PSA-modell az üzemeltetés során alkalmazható maradjon, ne legyen szükséges új modelleket kidolgozni az aktualizálhatóság érdekében.

A PSA-modellek aktualizálásához és frissítéséhez a tervezési információkon túl a következő üzemeltetési és karbantartási információkat használják fel:

- a) az aktuális üzemeltetési utasítások és eljárások leírása,
- b) az aktuális üzemzavar-detektálási és -kezelési utasítások leírása,
- c) az üzemeltetési tapasztalatok, biztonságot érintő események leírása, ideértve az emberi hibás eseményeket,
- d) a tervezett és a tipikus, nem tervezett tesztelési és karbantartási tevékenységek, valamint a berendezések rendelkezésre állásával való kapcsolatuk (állapot, időzítés, időtartam) leírása,
- e) a karbantartási gyakorlat történeti tapasztalatai.

A PSA-modellt és adatokat felkészítik a következő kockázatszempontrú alkalmazásokra:

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- a) rendszerek, rendszerelemek és szerkezetek biztonsági osztályozása,
- b) műszaki üzemeltetési feltételek és korlátok kidolgozása és értékelése,
- c) üzemeltetési, üzemzavar-elhárítási és balesetkezelési eljárások és utasítások kidolgozása és értékelése,
- d) karbantartástervezés és -optimalizálás,
- e) karbantartás hatékonyságának monitorozása,
- f) tesztelési és ellenőrzési tevékenységek súlyozása,
- g) üzemi események értékelése,
- h) műszaki és adminisztratív változtatások megalapozása és hatásuk értékelése,
- i) személyzet képzésének támogatása.

A tervezés során végzett 2. szintű PSA részeként

- a) felméri a kialakuló súlyosbaleseti folyamatokat,
- b) meghatározzák a konténmentet érő terheléseket, a konténment biztonsági funkcióit veszélyeztető meghibásodási módokat,
- c) meghatározzák a kibocsátási forrástag determinisztikus jellemzőit, azaz
 - a kibocsátott radioizotópok összetételét és mennyiségét, fizikai és kémiai jellemzőit,
 - a kibocsátások időfüggését és magasságát,
- d) kiszámítják a konténment-meghibásodások és a radioaktivitás-kibocsátások gyakoriságának pontértékeit és bizonytalansági jellemzőit.

A 2. szintű PSA-ban a forrástag determinisztikus jellemzésének keretében a kibocsátások mennyiségét abszolút értékben és a zónaleltár százalékában adják meg. A kibocsátások időfüggését – a balesetek korai és késői szakaszainak definiálása mellett – időfüggvény megadásával illusztrálják a korai és késői szakaszban egyaránt.

A 2. szintű PSA eredményeit felhasználják

- a) a súlyosbaleset-kezelési eljárások és technológiai megoldások kidolgozására,
- b) az erőművi balesetelhárítási intézkedések összeállítására.

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

A valószínűségi biztonságelemzési módszereket – a mérnöki becslésekkel együtt a determinisztikus módszerek kiegészítéseként – felhasználják a biztonsági funkciók fontossági elemzésére az alábbiak figyelembevételével:

- a) a biztonsági funkció megvalósulása elmaradásának következménye,
- b) a biztonsági funkció szándékolatlan működésének következménye,
- c) a biztonsági funkció megvalósulását igénylő kezdeti események gyakorisága,
- d) a biztonsági funkció szerepe az ellenőrzött, vagy a biztonságos állapot biztosításában.

A valószínűségi biztonságelemzési módszereket felhasználják az ABOS 2 és ABOS 3 biztonsági osztályba sorolt rendszerek megbízhatóságának elemzésére.

3a.2.2.7200. „Legalább az alábbi eseményeket tervezési megoldásokkal vagy preventív baleset-kezelési képességek kialakításával gyakorlatilag ki kell zárni, azaz bizonyítani kell, hogy bekövetkezésük fizikailag lehetetlen, vagy a bekövetkezési gyakorisága nagy biztonsággal kisebb, mint 10⁻⁷ /év:

- a) reaktortartály törése,
- b) prompt kritikussággal járó reaktivitás balesetek, ideértve a heterogén bórhióulási eseteket,
- c) minden olyan rövid- és hosszútávon jelentkező terhelés, ami veszélyeztetheti a konténment integritását, így különösen nehéz teher leejtése, gőz- és hidrogénrobbanás, üzemanyag-olvadék kölcsönhatása beton teherhordó szerkezetekkel és konténment túlnyomódás,
- d) hűtés elvesztése a besugárzott fűtőelem tárolása során, ami fűtőelem-sérüléshez vezethet, valamint
- e) hűtőközeg-vesztés nyitott konténment mellett, ami a zóna szárazra kerülését okozhatja.”

A valószínűségi biztonságelemzési módszereket felhasználják ezen követelménynek való megfelelés igazolására.

3.1.2. PSA terjedelme

3a.2.3.1800. „Az atomerőművi blokk tervéhez, beleértve az üzemanyag tároló és kezelő rendszereket is, 1. és 2. szintű valószínűségi biztonsági elemzést kell kidolgozni, amely kiterjed minden lehetséges üzemállapotra, rendszerkonfigurációra és valamennyi feltételezett kezdeti eseményre, amelyre

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

más módszerrel nem bizonyítható, hogy a kockázathoz adott járuléka elhanyagolható. Az 1. és 2. szintű valószínűségi biztonsági elemzésekben - a legkorszerűbb tudományos és technológiai eredmények felhasználásával - a lehető legteljesebb mértékben figyelembe kell venni a külső- és belső veszélyeztető tényezőket, illetve ezek lehetséges kombinációit. Ahol ez nem lehetséges, ott nemzetközileg elfogadott alternatív elemzési megoldásokkal kell értékelni a külső veszélyeztető tényezők hozzájárulását az atomerőmű teljes kockázatához."

A fenti NBSZ-követelmény alapján teljes körű 1. és 2. szintű PSA-t készítenek. A teljes körű PSA keretében:

- a) meghatározzák a zóna-, illetve fűtőelem-sérülés (1. szint), a nagy radioaktivitás-kibocsátás (2. szint) éves átlagos gyakoriságát, valamint üzemállapotonkénti valószínűségét,
- b) figyelembe veszik az erőmű minden lehetséges üzemállapotát, rendszereinek lehetséges konfigurációit, és a szóba jöhető radioaktivitás-kibocsátási forrásokat,
- c) részletes elemzést végeznek valamennyi kezdeti eseményre, amelyre nem bizonyítható, hogy a kockázathoz való hozzájárulása elhanyagolható mértékű.

A kockázatszámítás pontértékszámítást, bizonytalansági, érzékenységi és fontossági elemzést egyaránt magába foglal.

A PSA a szóba jöhető radioaktivitásforrások között figyelembe veszi a nem elhanyagolható erőművi radioaktivitás-kibocsátáshoz vezethető összes forrástípust. Ezek közül legalább az alábbi forrásokból történő kibocsátások lehetőségét vizsgálják:

- a) reaktorzóna,
- b) kiégett fűtőelemek tárolója az atomerőműben,
- c) radioaktív hulladékok tárolója.

A PSA számszerűsíti az összes lehetséges erőművi üzemállapotban fellépő kockázatot. A vizsgált üzemállapotok közé tartoznak: névleges teljesítményű üzem, csökkentett teljesítményű és leállási üzemállapotok, illetve az ezek közötti állapotváltozások.

A PSA kezdeti eseményei között vizsgálják a technológiai eredetű (belső) kezdeti események, továbbá a belső és külső veszélyek következményeit. A vizsgált események közül az igazoltan elhanyagolható gyakoriságúakat vagy következményűeket kiszűrik a részletes hatásvizsgálatból. Szűréskor valószínűségi és/vagy determinisztikus módszereket és kritériumokat

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

alkalmaznak. A szándékos károkozás és a szabotázs nem tartozik a PSA-elemzések terjedelmébe.

Az 1. és a 2. szintű PSA közötti kapcsolatot az erőműsérülési állapotok (PDS) megfelelő definiálásán keresztül biztosítják:

- a) Ha és amennyiben integrált 1. és 2. szintű PSA-modell készül, akkor a kapcsolat erőműsérülési állapotok kijelölésével biztosítható.
- b) Ha és amennyiben az 1. szintű elemzést a 2. szintű elemzést megelőzően, attól függetlenül végzik el, akkor az utóbbi végrehajtásakor szükség van az 1. szintű elemzés eredményeinek és modellezési feltételeinek felülvizsgálatára az erőműsérülési állapotok teljes körű – a 2. szintű elemzést korrekt módon lehetővé tevő – meghatározása céljából.

A b) feltétel teljesülése különösen fontos a külső veszélyek elemzésekor.

3.1.3. PSA minőségbiztosítása

3a.2.3.2100. „A valószínűségi biztonsági elemzésnek az atomerőmű viselkedését valóságosan kell modelleznie. Ehhez figyelembe kell venni a vonatkozó tervezési adatokat, az üzemeltetési és üzemzavari utasításokat, baleset-kezelési útmutatókat vagy azok tervezeteit, figyelembe véve az emberi beavatkozásokat, az azokhoz kapcsolódó potenciális emberi hibákkal együtt. A valószínűségi biztonsági elemzésekben feltételezett, szükséges működési idők megfelelőségét igazolni kell.”

A fenti NBSZ-követelmény szerint a PSA-ban az atomerőmű működését valóságosan modellezik. Ennek megvalósításához:

- a) felhasználják a vonatkozó tervezési, illetve megvalósítási adatokat,
- b) figyelembe veszik az üzemeltetési és üzemzavar-elhárítási utasításokat, balesetkezelési útmutatókat,
- c) modellezik az emberi beavatkozásokat, valamint az ezek miatt feltételezhető potenciális hibákat.

3a.2.3.2500. „A valószínűségi biztonsági elemzéseket a rendszerek, rendszerelemek tervezett, majd tényleges karbantartási és tesztelési, ellenőrzési gyakorlatának megfelelően kell elvégezni. [...]”

A fenti NBSZ-követelmény szerint a valóságos PSA biztosítása érdekében az elemzés során figyelembe veszik a rendszerek, rendszerelemek tervezett, illetve tényleges:

- a) karbantartási,

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- b) tesztelési,
- c) és ellenőrzési gyakorlatát.

3a.2.3.2600. „A valószínűségi biztonsági elemzést a rendelkezésre álló nemzetközi tapasztalatok, validált módszerek alkalmazásával az engedélyes minőségirányítási rendszerével összhangban kell elkészíteni, dokumentálni és karbantartani.”

A fenti NBSZ-követelmény teljesítése érdekében a PSA elvégzésekor felhasználják a rendelkezésre álló nemzetközi tapasztalatokat, illetve validált módszereket alkalmaznak.

Az elemzést, annak dokumentálását és karbantartását az atomerőmű irányítási – ennek részeként a minőségirányítási – rendszerével összhangban végzik. Ezen belül a PSA végrehajtására különálló minőségirányítási programot dolgoznak ki, amely a végeredmények helytállóságát és használhatóságát befolyásoló valamennyi elemzési lépésre kiterjed. A minőségirányítási programot felhasználják a PSA műszaki feladatai elvégzésének és az eredmények dokumentálásának folyamatos felügyeletére.

A PSA minőségbiztosítása érdekében az atomerőmű tervezési fázisában készített elemzést olyan módon dokumentálják, hogy az lehetővé tegye az aktualizálást a létesítés különböző fázisaiban. Az így aktualizált, azaz „élő PSA” az atomerőmű mindenkor kockázatát valósághűen mutatja.

A tervezés során elkészített PSA-t az erőmű létesítése során legalább az építést, az üzembe helyezést és a tartós üzemeltetést megelőző üzemállapotokra aktualizálják, figyelembe véve az építés, üzembe helyezés és a vonatkozó engedélyezések során végrehajtott esetleges módosításokat és szerzett tapasztalatokat.

A PSA-ban figyelembe veszik a más, hasonló típusú atomerőművekre rendelkezésre álló, az elemzés egyes fázisait támogató információkat. A felhasznált külső információk forrásait egyértelműen azonosítható módon dokumentálják.

Az elemzés elvégzésének és aktualizálásának egyes szakaszaiban független szakértői felülvizsgálatokat tartanak. A felülvizsgálatok kiterjednek egyrészt az elemzéshez használt adatokra, a kidolgozott modellekre és feltételezéseikre, valamint a kapott eredményekre és az azokból levont következtetésekre.

Kiemelt jelentősége van a felülvizsgálatnak és ellenőrzésnek a 2. szintű PSA esetén, amelynél a fizikai folyamatok jellegéből és egyes adatok

rendelkezésre állásának korlátozottságából adódóan a modellezés során gyakrabban van szükség szakértői becslésre, a becslés pontossága pedig jelentős mértékben befolyásolja az eredmények bizonytalanságát.

3.2. Validáció és Verifikáció

3.2.1. Általános ajánlások

A számítógépes kódok verifikációja és validációja alapvető fontosságú módszerek, amelyek megnövelik az azok felhasználásába vetett bizalmat. A kódok verifikációja az a tevékenység, ami ellenőrzi, hogy számítógépes kód algoritmusai megfelelnek a vonatkozó matematikai modellnek. A verifikációt általában a számítógépes kód fejlesztése során végzik el és dokumentálják. A validáció az az eljárás, amely igazolja, hogy a kód matematikai modelljei által szolgáltatott eredmények megfelelnek a tényleges, modellezett fizikai jelenségnek vagy egy biztonsági rendszer viselkedésének.

Az NBSZ 3a.2.3.0100. pontja megköveteli, hogy a kódokat értékeljék (validálják) a várható fő jelenségekre releváns kísérleti adatokkal. A kódok validálására használt adatok általában négy forrásból származnak:

- a) fenomenológiai adatok,
- b) szeparálteffektus-kísérleti adatok,
- c) integrális kísérleti adatok és
- d) erőművi üzemi adatok, megtörtént súlyos balesetek (pl.: TMI, Fukushima) adatai.

A súlyosbaleseti körülményekre ezen adatok rendelkezésre állása tipikusan korlátozott. Integrális kísérleti adatok rendelkezésre állnak a súlyos balesetek korai fázisára, de a késői fázisokra az adatok elsősorban szeparálteffektus-kísérleti berendezésekből származnak, amelyek sok esetben helyettesítő (szimuláns) anyagokat használnak.

Minden számítógépes kódot megfelelően dokumentálni kell, hogy megkönnyítse az alkalmazott modellek és összefüggések felülvizsgálatát, és hogy biztosítsák, hogy a fontos jelenségeket leíró modellek megfelelőek és nem alkalmazzák őket az érvényességi tartományukon kívül. A dokumentáció leírja a fontos modellek bizonytalanságát és a kód jellemző felhasználásait. A kód teljes dokumentációja jellemzően az alábbiakat tartalmazza:

- a) a kód modelljeinek és működésének összefoglalása, az inputadatok és a lehetséges alkalmazhatósági tartomány pontos leírása;
- b) az elmélet leírása;

c) validációs jelentés.

3.2.2. *A súlyosbaleseti kódok leírása, validálása és verifikálása*

A súlyos balesetek szimulációját valószínűségi és determinisztikus kódokkal végzik. A determinisztikus biztonsági elemzésekre és az ezek során használt kódokra vonatkozó hatósági ajánlásokat az N3a.32 sz., a súlyosbaleseti számításokra vonatkozó ajánlásokat pedig az N3a.33 sz. hatósági útmutató tárgyalja. A valószínűségi kódok kezelik az eseményfákat és hibafákat, azaz az 1. szintű PSA-ban használt valószínűségi kódokat a 2. szintű PSA-ban is használják.

A determinisztikus kódokkal határozzák meg a zónában, reaktortartályban, primer- és szekunderkörben valamint a konténmentben lezajló fizikai folyamatokat.

A 2. szintű PSA-hoz alkalmazhatóak azok a súlyosbaleseti kódok, amelyek megfelelnek az N3a.33 sz. hatósági útmutatóban megadott feltételeknek.

Az alkalmazott determinisztikus súlyosbaleseti kódoknak képeseknek kell lenniük szimulálni a tartályon belüli és konténmentben kialakuló jelenségeket, valamint a hasadási termékek transzportját a fűtőelemtől a környezetig.

Javasolt, hogy olyan integrális kóddal készüljenek a számítások, amelyek a folyamatokat a fizikai kémiai összefüggések felhasználásával modellezik. Ezen kódok fejlesztésénél figyelembe vették, hogy a 2. szintű PSA determinisztikus számításaihoz alkalmazhatóak legyenek. A legismertebb ilyen kódok ASTEC [8], AC² [9], MAAP [10], MELCOR [11] és SOCRAT [12].

Bizonyos speciális, szeparált effektusok, folyamatok szimulációjára szükség lehet a 2. szintű PSA készítésénél. Az ilyen típusú számítások elvégzésére alkalmas kódok az integrális kódoknál részletesebben, 3D modellekkel írják le a fizikai folyamatokat. 3D-s kódok vonatkozó alkalmazási területei például a konténment fragilitási görbéhez szükséges szilárdsági számítások, a konténment helyiségeiben kialakuló gázeloszlás és hidrogénégés számításai, valamint egyfázisú áramlási folyamatok számításai.

3.3. Létesítményelemzés

3.3.1. *Üzemállapotok definiálása*

Mind az 1. szintű, mind a 2. szintű PSA kiterjed az atomerőmű valamennyi üzemállapotára, tipikusan azok alábbi csoportjaira:

a) névleges teljesítményű üzem,

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- b) tervezett leállás üzemanyag-átrakásra,
- c) tervezett leállás főjavításon kívüli egyéb karbantartásra,
- d) nem tervezett leállás a névleges teljesítményű üzem során fellépő rendellenesség vagy üzemzavar miatt.

Mindegyik üzemállapot elemzése során figyelembe veszik az összes lehetséges radioaktivitás-kibocsátási forrást (például reaktor, kiégett fűtőelemek pihentető és tároló medencéje), a leállási üzemállapotokban pedig a fűtőelemek kezelésének valamennyi eljárását, illetve a sérülésüket okozható műveleteket (például átrakás közbeni leejtés).

A leállási üzemállapotok (fenti b)-d) csoportok) időtartama alatt az erőművi rendszerek számos különböző konfigurációban üzemelhetnek. Az elemzés során az összes lehetséges konfigurációt a kezelhetőség érdekében diszkrét kategóriákba sorolják. Az elemzők által definiált és a modellezés során használt erőművi üzemállapotok (továbbiakban POS) egyes kategóriáin belül az erőművi rendszerek konfigurációját és az egyes fizikai jellemzők paramétereit, azaz az erőmű állapotát közel változatlanoknak tekintik. Az elemzést az így definiált összes POS-ra elvégzik.

Az üzemállapotok kijelölése a következő szempontok figyelembevételével történik:

- a) a végrehajtott üzemviteli, karbantartási művelet, például átrakás, karbantartás vagy visszaindulás,
- b) a reaktor állapota, például a remanenshő-teljesítmény szintje, a reaktivitási tényező vagy az üzemanyag (vagy egy részének) elhelyezkedése (pl. pihentető medencében),
- c) a reaktor-hűtőrendszer állapota, például nyomás, hőmérséklet, vízszint, nyitott vagy zárt rendszer, nyitott vagy zárt főelzáró tolózárak (FET-ek),
- d) a remanens hő elvezetésének módja,
- e) a biztonsági rendszerek állapota, például üzemképes ágak száma, kézi vagy automatikus indíthatóság, speciális rendszerek,
- f) a konténment állapota, nyitott, bénított sprinkler-rendszerrel vagy zárt, üzemképes védelemmel,
- g) a védelmi gátak állapota (például a tűzgátló ajtók nyitva vannak, az elárasztás védelemhez szükséges elfolyási helyek el vannak zárva, ezért a tűz és elárasztás kockázata megnő),

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

h) a nem tervezett leállások esetén az üzemállapot definíciójában figyelembe veszik a leállás okát, például, ha egy biztonsági rendszer üzemképtelensége miatt kényszerül a blokk leállni, akkor a rendszer-üzemképtelenség szerepel az üzemállapot jellemzői között. Nem tervezett leállások a létesítési fázisban erőműspecifikus adatok tekintetében nem értelmezhetők, csak megfelelő mennyiségű üzemeltetési tapasztalat összegyűjtése után. Ennek megfelelően a létesítési fázisban hasonló típusú erőművek nem tervezett leállítására vonatkozó adatainak feldolgozásával szolgáltatható adat az elemzéshez.

Az előző szempontrendszer vizsgálati eredményeként az elemzés szempontjából kezelhetetlenül nagyszámú üzemállapot állhat elő, amelynek elkerülésére az üzemállapotokat csoportosítani kell. A csoportosítás szempontjai:

- a) a reaktor kritikussága,
- b) a remanens hő nagysága,
- c) a primerköri hurkok hőmérséklete és nyomása,
- d) primerköri vízszint
- e) primerköri hurkok nyitott vagy zárt állapota,
- f) üzemelő primerköri hurkok száma,
- g) az üzemanyag helye,
- h) a biztonsági rendszerek és segédrendszerek rendelkezésre állása és azok működésmódja (automatikus vagy kézi),
- i) a konténment állapota.

A POS-ok definíciója legalább az alábbi információkat tartalmazza:

- a) erőmű teljesítménye, reaktor állapota,
- b) üzemállapot időtartama és évenkénti fellépési gyakorisága,
- c) modellezett rendszerek konfigurációja, rendelkezésre állása,
- d) lényeges fizikai paraméterek értékei (hőmérséklet, primerköri nyomás stb.),
- e) a konténment állapota (integritás).

A POS-ok definiálásakor az egymást követő üzemállapotok csatlakozási pontjait egyértelműen meghatározzák.

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

Az üzemállapotok azonosításának és csoportosításának dokumentációja a következőket tartalmazza:

- a) az elemzett, nem névleges teljesítményű és a leállási üzemek leírása az üzemállapotok meghatározása szempontjából (szemléltető ábrákkal illusztrálva a paraméterek és konfiguráció változását a leállítás alatt),
- b) az üzemállapotok meghatározására és csoportosítására szolgáló módszer leírása, a kritériumok megfogalmazása,
- c) az üzemállapotok meghatározásának a folyamata és az eredményei,
- d) az üzemállapotok csoportosításának folyamata és eredményei.

3.3.2. Kezdeti események kiválasztása

Az elemzésbe bevont kezdeti események kiválasztása az elemzés egyik legelső analitikus lépése. A következő fő elemzési lépéseket tartalmazza:

- a) a kezdeti események azonosítása,
- b) a kezdeti események csoportosítása.

Szisztematikus és átfogó vizsgálatot végeznek a PSA-ba bevont kezdeti események meghatározására, azaz azon események definiálására, amelyek kedvezőtlen feltételek mellett zónasérüléshez, radioaktivitás környezeti kibocsátásához, illetve a maradványhő végső hőelnyelőbe történő elvitelének elvesztéséhez vezethetnek.

A kezdeti események azonosítására és csoportosítására alkalmazott módszerek esetében a legfontosabb szempont az, hogy biztosítsa a meghatározott terjedelmen belül a lehető legteljesebb körű kiválasztást, ezért a kezdeti események meghatározásához többféle eljárást együttesen alkalmaznak, ideértve legalább az alábbiakat:

- a) az atomerőmű üzemi és biztonsági rendszereinek rendszertechnikai, (analitikus és deduktív) elemzése, a gépészeti, villamos és irányítástechnikai rendszerekre kiterjedően,
- b) az adott típusból jelenleg üzemelő, adott esetben korábban üzemelt, illetve hasonló típusú atomerőművi blokkok üzemeltetési tapasztalatainak feldolgozása,
- c) a determinisztikus (tervezési alapba tartozó, illetve azon túli) üzemzavar-elemzések körének és terjedelmének figyelembevétele,
- d) hasonló típusú atomerőművekre elvégzett PSA-k, útmutatók, szabványok kezdeti eseményeinek áttekintése.

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

Formális eljárással igazolják a PSA számára kijelölt kezdeti események terjedelmének teljességét, valamint indokolják az esetlegesen kiszűrt kezdeti események elhagyásának okait.

A kezdeti események körének kijelölésénél kiemelt figyelmet fordítanak:

- a) a nagyon kis gyakoriságú, de potenciálisan súlyos következményekkel járó eseményekre,
- b) az azonos telephelyen már üzemelő atomerőművekből kiinduló események vizsgálatára, illetve több atomerőművi blokkra egyidejűleg ható kezdeti események felmérésére,
- c) a különböző biztonsági funkciók ellátását egyidejűleg veszélyeztető kezdeti eseményekre,
- d) az egyes feltételezhető tranziensek és hűtőközegvesztéses üzemzavarok különböző eseteire, illetve kategóriáira,
- e) a segédrendszerek meghibásodására,
- f) újfajta vagy egyedi tervezésből adódó kezdeti eseményekre (főleg új típusú erőműveknél, vagy üzemelő erőműben tervezett átalakítások megalapozásaként, elvégzett átalakítások következményeként).

A névleges teljesítményű üzemtől eltérő (leállási) üzemállapotokban kiemelt figyelmet fordítanak a reaktortartályon kívüli fűtőelemek esetleges sérülését okozó kezdeti események meghatározására. Ezek közül legalább az alábbiakat veszik figyelembe:

- a) átrakógép meghibásodása,
- b) nehéz teher leesése (valamennyi üzemállapotban figyelembe vehető az üzemeltetési gyakorlat függvényében),
- c) kiegészítő fűtőelem-tároló hűtőrendszerének kiesése,
- d) kiegészítő fűtőelem-tároló hűtőközegvesztése.

A leállási üzemállapotokban továbbá minden üzemállapotra elvégzik a következő kezdetiesemény-kategóriák elemzését:

- a) a remanens hő elvitelét veszélyeztető események (például a természetes cirkuláció megszakadása, vagy a lehűtőrendszer meghibásodása),
- b) hűtőközegvesztéshez vezető események (például a reaktor hűtőrendszerén belüli csőtörések, emberi hibából bekövetkező hűtőközeg-leeresztés, vagy a hűtőrendszer határának sérülésével járó események),

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- c) a primerköri integritás sérülésével járó események (például hideg állapotban nagy nyomású befecskendezés hatása),
- d) a reaktivitás szabályozásának elvesztésével járó események (például bórhiágulás, szabályozórúd kilökődése vagy szándékolatlan kihúzása).

Külön vizsgálják a leállási üzemiállapotok eseményeit előidéző kezelői hibákat.

Ha a PSA körébe bevont valamely kezdeti esemény fellépése több kiváltó okra vezethető vissza, akkor a kezdeti esemény definiálása során meghatározzák az összes kiváltó okot és az adott kezdeti esemény kiváltásához szükséges további feltételeket (például hibafaelemzéssel).

A hűtőközegvesztéssel járó (LOCA) kezdeti események esetén valamennyi lehetőséget figyelembe kell venni megfelelően csoportosítva, de minimálisan az alábbiakat:

- a) a kis, közepes és nagy, valamint kompenzálható LOCA kezdeti eseményhez vezető töréseket,
- b) azokat a töréseket, amelyek során a hűtőközeg kikerül a konténmentből,
- c) a kiváltott elhárítórendszeri működések és az üzemi zavar sikeres kezelése szempontjából a következtükben kialakuló hasonló funkcióigény (üzemi, üzemi zavarú rendszerekkel kompenzálható-, nem kompenzálható folyás, a kiáramló közeget kellő hőt visz el, vagy kiegészítő hűtésre van szükség, stb.) alapján történő csoportosíthatóságukat (kis, közepes vagy nagy LOCA).

A kezdeti események azonosításának dokumentációja a következőket tartalmazza:

- a) A kiválasztott módszerekkel kapcsolatos információk:
 - az alkalmazott módszerek kiválasztásának az indokai,
 - a módszerek alkalmazásának eljárásai,
 - a módszerek forrásdokumentumainak egyértelmű hivatkozásai.
- b) A kiválasztott módszerek konkrét alkalmazásának a leírása:
 - az általános, az erőműspecifikus vagy más erőművek üzemi tapasztalataiból vett kezdeti események forrásainak megnevezése, alkalmazásuk indokai, ideértve a figyelembe vett kezdeti események alkalmazhatóságát,
 - az összes FMEA-elemzés eredményeinek a leírása,

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- az alkalmazott hibafa- és emberi tényező elemzések leírása,
 - az alkalmazott deduktív módszer leírása, hasonlóan a hibafaelemzés leírásához.
- c) Minőségi elvárások:
- a hivatkozások tegyék lehetővé minden származtatott információ egyértelmű azonosítását,
 - a könnyebb tájékozódás érdekében a dokumentáció tartalmazza a kiválasztott kezdeti események összefoglaló listáját táblázatos formában,
 - a dokumentáció tartalmazza a kezdeti események teljeskörűségének bemutatását.

Az atomerőműre meghatározott, a PSA-ban figyelembe venni tervezett kezdeti eseményeket elemzésük előtt jellemzően tovább kategorizálják és csoportosítják. E kategorizálás során megvizsgálják, hogy közülük melyek tekinthetők érvényesnek (relevánsnak):

- a) a különböző radioaktivitás-kibocsátási források esetén (például melyek vezethetnek zónasérüléshez és melyek üzemanyag-tárolóbeli fűtőelem-sérüléshez),
- b) a különböző erőművi üzemi állapotokban.

A kezdeti események csoportosítása során az azonos, vagy közel azonos jellemzőkkel rendelkező kezdeti eseményeket összevontan, egyetlen kezdeti eseménnyel helyettesítik, amely a csoportba tartozó összes kezdeti eseményt reprezentálja. A csoportosítás során konzervatív burkoló elvet alkalmaznak. Az összevonás, csoportosítás során az alábbi jellemzők (attribútumok) azonosságát vizsgálják:

- a) a kezdeti eseményből kiinduló eseményláncok struktúrája és időbeli lefolyása,
- b) a biztonsági rendszerek funkcionális sikerkritériumai,
- c) a kezdeti események közvetlen hatása a biztonsági rendszerek és segédrendszereik üzemképességére,
- d) a feltételezett kezelői (operátori) beavatkozások.

Olyan hűtőközegvesztéssel járó kezdeti események, amelyeknél feltételezhető a hűtőközeg konténmentből való kikerülése, nem vonhatók össze olyan kezdeti eseményekkel, amelyeknél a hűtőközeg nem kerül ki a konténmentből. A valószínűségi biztonsági elemzéseket támogató

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

számítógépes kódokban definiálható logikai kapcsolók alkalmazásával további csoportosítási (vagy össze nem vonhatósági) szempontok figyelembe vehetők, ilyenkor a logikai kapcsolók alkalmazásának részletes dokumentálásával biztosítható a kezdeti események rendszerének átláthatósága.

A kezdeti események kategorizálásának és csoportosításának elveit, folyamatát és eredményeit egyértelműen, áttekinthető módon dokumentálják, ennek szempontrendszere a következő:

- a) a kezdetiesemény-csoportok pontos definiálása a csoporthoz tartozó kezdeti események gyakoriságának meghatározásához,
- b) a kezdeti események csoportosítására szolgáló kritériumok egyértelmű meghatározása, dokumentálása és következetes alkalmazása,
- c) valamennyi kezdeti eseményre a csoportba sorolás indokainak dokumentálása.

A csoportba foglalást csak a kezdeti események következményeinek csökkentéséhez, megszüntetéséhez, a reaktor biztonságos, stabil állapotra hozásához szükséges tényezők (rendszerek, adminisztratív előírások, emberi tevékenység) kezdeti eseményekre adott válaszában ismeretében lehet elvégezni. A technológia válasza az eseményláncok elemzése során állapítható meg, ezért a kezdeti események csoportosításának és a baleseti eseményláncok elemzésének feladata szorosan összefügg egymással.

3.3.3. *Eseményláncok elemzése*

Szisztematikus vizsgálatot végeznek az egyes kezdeti eseményeket követő blokk-specifikus események bekövetkezésének és sorrendiségének, azaz az eseményláncoknak, továbbá az eseményláncok végállapotainak, azaz a végeseményeknek a meghatározása céljából. Ennek során egyértelműen egymáshoz rendelik a kezdeti eseményeket, eseményláncokat és végállapotokat.

Az eseményláncok elemzése a következő főbb lépésekből áll:

- a) eseményfa-szerkesztés,
- b) az eseményláncokhoz tartozó sikerkritériumok meghatározása,
- c) végesemények definiálása és azok kiosztása eseménylánconként.

Az eseményfa-szerkesztéssel kapcsolatos legfontosabb szempontok minden megközelítés esetén a következők:

- a) átláthatóság,

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- b) értelmezhetőség,
- c) elemezhetőség.

Az átláthatóság formai szempontja szerint az eseményfa optimális méretű legyen, amelyben az eseményláncok száma még kezelhető, ugyanakkor az eseménylánc szintjén modellezett függőségek nem vesznek el. Fontos az eseményfákhoz tartozó határfeltételek és az eseményláncfüggő logikai kapcsolók érthető, követhető dokumentálása, nem elég csak a számítógépes kód lehetőségeire hagyatkozni.

Az értelmezhetőség magában foglalja az eseményláncok és a végesemények azonosítását, leírását. A leírások bemutatják valamennyi eseményláncre a modellezett végeseményekig tartó folyamatokat. Eseményfát az alkotó eseményláncok külön-külön történő ismertetése nélkül, egyértelműen és érthetően le lehet írni (pl. az azonos eseménylánc-jellemzők csoportosításával), azonban az eseményfa-elágazásokhoz tartozó sikerkritériumok és hibafák egyértelmű referenciáinak ismertetése alapvető.

Az elemezhetőség az eseményfák számítógépes reprezentációjának gyors kezelhetőségét jelenti, azaz, hogy az elemzés, az újra-elemzés vagy a felülvizsgálat során a balesetiesemény-láncokhoz rendelt végállapotok gyakoriságának számszerűsítését eseménylánconként, egy-egy rendszer rendelkezésre nem állásának számszerűsítését hibafánként, illetve az összes eseményfára és hibafára együtt el lehessen végezni belátható várakozási idő alatt.

Minden egyes kezdetiesemény-csoportra el kell végezni az eseményfa-elemzést, amelynek részeként minden kezdetiesemény-csoportra meg kell adni azokat a biztonsági funkciókat, amelyek elmaradása, sérülése a nem kívánt végállapot irányába viszi a folyamatokat. Azonosítani kell a biztonsági funkciókat megvalósító rendszereket és kezelői beavatkozásokat, majd ezek alapján meg kell adni az eseménylánc adott elágazási pontjához tartozó sikerkritériumot. A kezdetiesemény-csoportokhoz tartozó eseményfák a sikerkritériumok által meghatározottan tartalmazzák az összes szükséges biztonsági funkciót, rendszer- és kezelői választ. Az eseményfa szerkesztése az időbeli sorrendiség, valamint a funkcionális és fizikai függőségek figyelembevételével történik. Az eseményfa-elemzés ennek megfelelően lefedi az összes lényeges biztonságrendszer-működést és kezelői választ, amelynek a kezdeti esemény következményeinek elhárításában szerepe van.

Az eseményláncok kidolgozása során meghatározzák a zónasérülés megakadályozásához szükséges beavatkozási feltételeket mind a

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

rendszerekre, mind a kezelői beavatkozásokra vonatkozóan, figyelembe véve a kialakult üzemzavari állapotok helyreállításának lehetőségét.

Az eseményláncok vizsgálatát a zóna-, illetve fűtőelem-sérülés végállapotokon túl kiterjesztik a folyamatok további lefolyását kiindulásként befolyásoló erőműsérülési állapotok főbb jellemzőire, amelyek az 1. és 2. szintű PSA közötti kapcsolatot is reprezentálják.

Az egyes kezdeti események, eseményláncok és végállapotok összetartozó halmazát grafikusán, eseményfák formájában ábrázolják. A „kis eseményfa – nagy hibafa” modellezési módszer esetén az eseményfák elágazási csomópontjaihoz tipikusan biztonsági funkciókat rendelnek, amelyek teljesülése szükséges a zóna-, illetve fűtőelem-sérülés végállapot kialakulásának megakadályozásához. A reaktor esetében jellemzően (az adott esemény jellegének függvényében) az alábbi funkciók teljesülésének feltételeit vizsgálják:

- a) a reaktor leállítása, szubkritikus állapotban tartása,
- b) a reaktor primerkörü hűtésének biztosítása,
- c) a reaktor szekunderkörü hűtésének biztosítása,
- d) azon konténment rendszerek rendelkezésre állása, amelyek befolyásolhatják a zónasérülés megakadályozásához szükséges rendszerek működését vagy üzemképességét.

Az eseményfák kidolgozásánál figyelembe veszik a biztonsági funkciókat ellátó rendszerek közötti függőségi kapcsolatokat. Emellett vizsgálják a kezdeti eseménytől való függőséget és az egy eseményláncon belül feltételezett kezelői beavatkozások közötti függőségi kapcsolatokat is.

Az eseményláncok dokumentációja a következőket tartalmazza:

- a) az eseményláncok elemzéséhez alkalmazott alapfeltételezések,
- b) az eseménylánc ismertetése és a végesemény leírása,
- c) az eseményfa elágazási pontjaihoz tartozó hibafák általános leírása, ideértve a funkciók határfeltételeit, a szükséges működési időket,
- d) a függőségek kezelésének leírása,
- e) az eseményfa ábrázolása.

A biztonsági funkciókhoz hozzárendelik az azokat megvalósító rendszereket és kezelői beavatkozásokat, valamint meghatározzák a sikeres funkcióellátáshoz szükséges automatikus és kézi beavatkozások elégséges feltételeit. A sikeres beavatkozások szükséges és elégséges feltételeit

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

(sikerkritériumait) az összes eseményfa összes eseményláncaiban szereplő összes elágazáshoz (biztonsági funkció teljesítéséhez) meghatározzák. A sikeres beavatkozások az eseménylánckok végeseményeként a reaktorzóna stabil, leállított állapotát eredményezik.

A sikerkritériumok meghatározásához számos módszer áll rendelkezésre az egyszerű mérnöki becsléstől kezdve a részletes termohidraulikai számításokig, amelyek megadják, hogy a kezdeti eseményt követően, adott rendszerkonfiguráció esetén milyen folyamatokra lehet számítani. Fontos, hogy a kiválasztott módszer realiztikus képet adjon a technológia eseménylánckban modellezett körülmények közötti működéséről, ezért a sikerkritériumok meghatározását a lehető legnagyobb mértékben olyan determinisztikus biztonsági elemzésekre (folyamatszimulációra) alapozzák, ahol a legjobb becslés módszerét alkalmazzák.

3a.2.3.2300. „A rendszerek és emberi beavatkozások sikerkritériumainak meghatározására vonatkozó elemzésekben a legjobb becslés módszerét kell alkalmazni. Ahol a legjobb becslés módszere nem alkalmazható, ott a feltételezések konzervativizmusa miatti torzító hatást értékelni kell.”

A legjobb becslés alkalmazását kiterjesztik a determinisztikus elemzések bemeneti adataira és modellezési feltételeire egyaránt. Az elemzésekhez, folyamatszimulációhoz használt elemzőkódok kiválasztását az elemzések konzervatív vagy legjobb becslésen alapuló feltételezéseivel összhangban végzik.

A túlzott konzervativizmus jelentősen torzíthatja az elemzésekből levont következtetéseket, illetve ronthatja a kockázatszemponjú döntéshozatalban történő felhasználását. Törekedni kell olyan, lehetőség szerint kísérleteken és tapasztalati adatokon alapuló modellezési eljárások és elemzési módszerek alkalmazására, amelyek a tudomány aktuális megítélése szerint a lehető legpontosabban írják le a folyamatokat.

Ahol nem használható a legjobb becslés módszere, ott ésszerű mértékű, indokolt konzervativizmust kell alkalmazni, és érzékenységi vagy bizonytalanságszámítás felhasználásával értékelni kell az alkalmazott konzervativizmus eredményekre gyakorolt hatását. A túlzott konzervativizmus jelentősen torzíthatja az elemzésekből levont következtetéseket, illetve ronthatja a kockázatszemponjú döntéshozatalban történő felhasználását, ezért az elemzések során tartózkodnak a túlzott /ultrakonzervatív feltételezések és modellezési módszerek alkalmazásától. Ahol nem használható a legjobb becslés módszere, ott ésszerű mértékű, indokolt konzervativizmust kell alkalmazni és értékelni kell az alkalmazott konzervativizmus eredményekre gyakorolt hatását.

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

A sikerkritériumokat az adott biztonsági funkciót ellátó fő- és segédrendszerekre egyaránt meghatározzák, figyelembe véve a közöttük levő funkcionális és fizikai kapcsolatokat, valamint azt, hogy ezek mennyire függnék a funkció szükségességét megelőzően üzembe lépő rendszerek üzemképességétől és/vagy az adott időn belül szükséges operátori beavatkozás sikerétől.

A sikerkritériumok eseménylánchoz rendelése a mai szoftverek segítségével jól elvégezhető. Erre a hibafákban alkalmazott logikai kapcsolók (house event – egyszerű logikai kapcsoló, house gate – egy kapu logikai értékére kihatással levő logikai kapcsoló) megoldást nyújtanak, és az eseménylánchoz tartozó logikaikapcsoló-struktúrával egyértelműen eseménylánc-specifikussá tehetők a sikerkritériumok. A helytelen beállítás ugyanakkor téves eredményre vezethet: megfelelő minőségügyi rendszer alkalmazásával és részletes dokumentációval törekszenek a helytelen beállítások kiküszöbölésére.

A sikerkritériumok vizsgálata során a beavatkozások alábbi jellemzőit határozzák meg:

- a) az automatikusan működtetett rendszerek minimálisan szükséges és elégséges konfigurációját,
- b) az automatikus és kézi beavatkozások legkésőbbi időpontját, amely még a stabil, leállított reaktorállapot elérését biztosítja,
- c) az automatikus rendszerműködések elvárt időtartamát, amely szükséges a stabil, leállított reaktorállapot eléréséhez, illetve fenntartásához,
- d) azon rendszereket, rendszerelemeket, amelyek a kezdeti esemény kapcsán már meghibásodtak, vagy amelyek működési ideje korlátos és lejárt.

Egyes sikerkritériumok meghatározása során a stabil, leállított reaktorállapot elérése, illetve fenntartása érdekében szükség lehet az adott rendszer tartós, hosszú idejű működésére. Ilyen esetekben – fizikai megvalósíthatóság esetén – a rendszer helyreállítását figyelembe veszik, csakúgy, mint az újabb meghibásodás lehetőségét az elvárt működési időn belül.

A rendszerek és rendszerelemek elvárt működési idő-paraméterét az adott esemény jellegének és a vonatkozó követelményeknek megfelelően választják meg.

Egy-egy rendszerhez, eseményfa-elágazási ponthoz tartozó sikerkritérium definiálása során figyelembe kell venni, hogy az adott eseménylánc

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

sajátosságai hogyan befolyásolják azt a minimális működési feltételt, amellyel megvalósítható a kívánt biztonsági funkció. Ha a rendszer redundáns, akkor a sikerkritériumnak tartalmaznia kell a sikeres beavatkozáshoz szükséges rendszerágak számát. Ha a kívánt funkció diverz rendszerekkel megvalósítható, akkor a sikerkritériumban szerepeltetni kell minden egyes rendszer szükséges működési feltételét.

A névleges teljesítményű üzemtől eltérő üzemállapotokban az eseményláncok kidolgozásakor és hangsúlyozottan a sikerkritériumok meghatározásánál figyelembe veszik az adott üzemállapothoz tartozó időszakon belül:

- a) a primerkör, a reaktortartály és a konténment állapotát és jellemző paramétereit,
- b) az egyes rendszerek üzemképességét és működési jellemzőit,
- c) az automatikus és kézi beavatkozások feltételeit.

A sikerkritériumok dokumentációja a következőket tartalmazza:

- a) a sikerkritériumok származtatásához felhasznált források azonosítása,
- b) a termohidraulikai és egyéb háttérelvezésekhez alkalmazott számítógépes kódok ismertetése, a számítások eredményeinek és azok érvényességi körének leírása,
- c) a folyamat sikerét korlátozó feltételek (fűtőelem-burkolat hőmérséklete, primerköri nyomás stb.),
- d) az üzemzavari és baleseti folyamatokban szereplő berendezések, rendszerek sikeres működésének elfogadási kritériumai, ideértve a minimálisan szükséges rendszerkövetelményeket és a szükséges működési időt.

A végállapotok meghatározásakor az alábbi főbb szempontokat veszik figyelembe:

- a) a determinisztikus biztonsági elemzések üzemzavarainak egyes kategóriái:
 - tervezési üzemzavarok eseményláncai,
 - komplex üzemzavarok eseményláncai,
 - súlyos balesetek eseményláncai,
- b) a valószínűségi biztonsági elemzések egyes szintjei:

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- 1. szintű PSA eseményláncainak terjedelme,
 - 2. szintű PSA eseményláncainak terjedelme,
- c) a radioaktivitás-kibocsátás forrása:
- reaktorzóna,
 - fűtőelem-tárolók,
 - radioaktív hulladékok tárolói,
 - egyéb technológiai berendezések

Az 1. szintű PSA esetén a reaktorzóna esetére az eseményláncok végállapotként legalább az alábbiakat definiálják:

- a) a stabil, lehűtött reaktorállapot hosszú távú fenntartása biztosított
- b) a zónasérülés

A zónasérülés definiálásakor megadják annak kritériumát (például valamely fűtőelem-paraméter határértékének túllépését, hűthető geometria elvesztését). A fűtőelem-tárolók esetén a sikertelen végállapotot a fűtőelemek fizikai (például teherleesés miatti), illetve túlhevülés következtében fellépő (például hűtéskimaradás miatti) sérülése képezi.

3.3.4. Rendszerelemzések

A kidolgozott eseményfákban található elágazásokhoz tartozó összes biztonsági funkció nem teljesülésének leírására hibalogikai modellt dolgoznak ki a funkciók ellátásához szükséges minden egyes fő- és segédrendszerre. Az egyes rendszerek funkcióelmaradásának feltételeit az eseményfa-csomópontokhoz rendelt sikerkritériumok komplementer feltételei adják.

A hibalogikai modellt grafikusán hibafa formájában ábrázolják. A hibafa kimenete a rendszerfunkció elmaradását reprezentáló csúcsesemény, bemenetei pedig a rendszerfunkció elmaradását közvetlenül, vagy – egyéb feltételek fennállása mellett – közvetetten kiváltó bázisesemények (rendszerelem-meghibásodások). A hibafa input/output kapcsolatait, azaz a bázisesemények és a csúcsesemény kapcsolatát logikai operátorok (logikai kapuk) képezik.

A rendszerelemzés főbb lépései:

- a) az eseményfákban definiált funkciók ellátásához szükséges rendszerek beazonosítása,
- b) a beazonosított rendszerek kezdeti esemény felléptét követő körülmények közötti működésének megismerése, leírása,

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

c) a rendszerhibafák szerkesztése.

A sikerkritériumok meghatározzák, hogy adott folyamat sikeréhez milyen funkcióknak kell teljesülniük, és a funkciók sikeres ellátásához milyen rendszerek, berendezések mely konfiguráció melletti működésére és/vagy emberi beavatkozásra van szükség. Az azonosított rendszerek további elemzésére hibafamódszerrel kerül sor. A rendszermodellek a legfelsőbb szinten az eseményfa adott elágazási pontjához kapcsolódnak, a használt számítógépes kódtól függően közvetett vagy közvetlen módon.

A beazonosított rendszerek logikai modellezéséhez nélkülözhetetlen a rendszerek működésének megértése, amelynek első lépése a rendszerhatárok meghatározása. A feladat a rendszerfunkciókból kiindulva végezhető el. A rendszerhatár kijelölésekor az erőműben használt rendszerhatár a mértékadó, ugyanakkor modellezési szempontok miatt szükség lehet attól eltérni.

A rendszer működésének a megismeréséhez hozzátartozik a rendszer kiinduló állapotának és a szükséges működési módjának ismerete. A kiinduló állapot a rendszeren belüli berendezések kezdeti esemény előtti, illetve a szükséges működés előtti üzemállapotát, a szükséges működés módja pedig a berendezések üzemállapotának változását és a változás szükséges ideig történő fenntartását jelenti.

A hibafa elemeinek – csúcseseménynek, báziseseményeknek, logikai operátoroknak (kapuknak) – a jelölésére egyértelmű azonosítórendszert alkalmaznak, amely egyrészt összhangban van az atomerőmű tervezése során használt alfanumerikus jelölésrendszerrel, másrészt pedig hatékonyan támogatja a PSA eredményeinek kiértékelését és értelmezését.

Szisztematikus hibamód- és következményvizsgálatra alapozva alakítják ki a hibalogikai modellt. A hibalogikai modell kidolgozásához rendszerekre vonatkoztatott, egyszerűsített funkcionális diagramokat használnak, amelyek a gépészeti és irányítástechnikai, valamint a villamosenergia-ellátási sémákra egyaránt kiterjednek.

A hibalogikai modellben szereplő bázisesemények

- a) rendszerelem-meghibásodásokat, kezelői (emberi) hibákat és tesztelés, karbantartás, illetve javítás miatti üzemképtelenségeket reprezentálhatnak,
- b) egymástól független, vagy egymással összefüggő hibaeseményeket írnak le,

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- c) kiterjednek a gépész, villamos és irányítástechnikai rendszerek rendszerelemeire.

A hibafában modellezni kell az összes szükséges rendszerelemet, amelyre az adott biztonsági funkció ellátásához szükség van és az összes szükséges segédrendszerelemet is, ideértve az olyan passzív elemeket, amelyek meghibásodása a rendszer funkcióvesztését okozza.

A báziseseményeket tehát azon a szinten jelölik ki, ahol azok logikailag függetlennek tekinthetők, és üzemi tapasztalatokból származóan megfelelő statisztikai adatok állnak rendelkezésre – így biztosítható a modell valóságúsága. Ez a szint általában a berendezések meghibásodási módjainak a szintje. Például egy szivattyú hibafamodelle elkészíthető ugyan az apró alkatrész szintjéig, de nincs értelme az ilyen részletességű modellezésnek, ha nincs statisztikai információ az alkatrészek megbízhatóságára vonatkozóan. Ugyanakkor magasabb szintű bázisesemények kijelölése sem célszerű, mert sérül a függetlenség elve, és nem valószínű, hogy megfelelő statisztikai adatok találhatóak. A berendezések és rendszerek üzemmódjainak és meghibásodási módjainak függvényében határozzák meg a hozzájuk tartozó megbízhatósági modellt. Ebből következik, hogy ugyanahhoz a berendezéshez tartozhat több bázisesemény. Fontos, hogy a hibafában a megfelelő bázisesemény szerepeljen a megfelelő helyen (például nem mindegy, hogy az egyébként ugyanahhoz a szivattyúhoz tartozó „üzemelő szivattyú kiesik” hibamódot, vagy a „várakozó szivattyú nem indul” üzemmódot modellező báziseseményt helyezünk el a hibafa adott helyén).

Esetenként – elsősorban az irányítástechnikai rendszerek elemzése során – több rendszerelemet összevontan, egy közös komponensként reprezentálnak a hibafákban. Az összevonás során ügyelnek arra, hogy:

- a) csak a rendszerfunkciókra azonos hatással levő rendszerelemeket vonjanak össze,
- b) egy adott rendszerelem csak egy összevont komponenshez tartozzon, így biztosítva e komponensek egymáshoz képesti függetlenségét.

A határok kijelölésénél figyelembe veszik a rendszerelemek, illetve hibaesemények közötti függőségeket.

A normálüzemi körülmények során megkövetelt állapotuk függvényében a berendezések, rendszerek különböző üzemállapotban lehetnek egy feltételezett üzemzavar kezdetekor. Egyes berendezések, rendszerek működő üzemállapotban lehetnek, mások tartalékra kiválasztva várnak az esetleges működési igényre, egy további csoporton éppen karbantartást

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

végezhetnek. A karbantartás miatt üzemképtelen berendezések modellezésénél a tényleges karbantartási utasításokból és az erőművi gyakorlatból érdemes kiindulni (pl. a karbantartott berendezés üzembe visszavétele esélyének figyelembevétele céljából). A tesztelési és karbantartási tevékenységek modellezését rendszer- vagy rendszerelem szinten hajtják végre. Az elemzés során felméri az e tevékenységek alatti üzemképtelenségeket, és azokat a hibafában modellezzik.

A működési igény felmerülésekor a karbantartáson levő berendezések kis valószínűséggel helyezhetők ugyan csak üzembe, azonban a lehetőséget nem szabad kizárni éppen úgy, mint ahogy a karbantartás miatti üzemképtelenségét figyelembe lehet venni. Ilyen jellegű helyreállításokat csak akkor lehet figyelembe venni az elemzésekben, ha igazolható, hogy a helyreállítási/javítási idő jelentősen rövidebb, mint az elvárt működési idő. A karbantartás valószínűsége az üzemzavar bekövetkeztekor meghatározható az üzemi tapasztalatból vagy a karbantartásra vonatkozó előírásokból. A berendezések vagy rendszerek karbantartás miatti üzemképtelensége szerepeljen a rendszermodellben. Ugyanez vonatkozik az éppen próba alatt álló berendezésekre, rendszerekre. Ha a próbaállapot nem élesedik vissza automatikusan, illetve nem állítható vissza üzemi állapotra, úgy jelenjen meg a modellben a próba miatti üzemképtelenség.

A modellezéshez felhasználják az üzemeltetési feltételek és korlátok között szereplő:

- a) a biztonság szempontjából fontos rendszerekre, illetve rendszerelemekre megengedett üzemképtelenségi idők (AOT) értékeit,
- b) a ciklikusan tesztelt, illetve ellenőrzött rendszerekre, illetve rendszerelemekre előírt ellenőrzési és próbaciklusidők (STI) értékeit.

Az STI-értékek hatásának számszerűsítésénél (ha és amennyiben az elemzéshez használt kód alkalmas erre) figyelembe veszik az ellenőrzések/próbák alatti üzemképtelenségek és egyéb rontó tényezők, illetve e tevékenységek által előidézett megbízhatóságnövekedés egymással ellentétes hatásait.

A tesztelési és karbantartási tevékenységeket már az atomerőmű tervezése során elvégzett PSA-ban modellezzik. Az ekkor alkalmazott közelítéseket, feltételezéseket az építés során, továbbá az üzembe helyezés, illetve az üzemeltetés korai szakaszában pontosítják, amikor e tevékenységeket szabályozó eljárások részletes kidolgozottsággal már rendelkezésre állnak.

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

A névleges teljesítményű üzemtől eltérő üzemállapotokra vonatkozó rendszerelemzésben figyelembe veszik, hogy a különböző üzemállapotokban:

- a) az egyes rendszerek üzemkésztsége eltérő lehet a végzett karbantartások és tesztelések miatt,
- b) a rendszerek funkcióellátásának sikerkritériumai (szükséges redundancia, működési időtartam) eltérők lehetnek,
- c) az automatikus működtetésekkel szemben az emberi beavatkozások, működtetések aránya jelentősebb lehet, mint a névleges teljesítményű üzem alatt.

A rendszerelemzések során kiemelt figyelmet fordítanak:

- a) a passzív biztonsági rendszerek hibamodelljeinek kidolgozására,
- b) a számítógépes irányítástechnikai rendszerek (például PLC-eszközök) hibamódjainak definiálására és azok PSA-modellbe építésére.

A passzív rendszerek hibamodelljét hagyományos hibafa formájában állítják össze, amelyben a rendszerelemhibák között a helytelen emberi tevékenységek, (például téves útvonal-beállítások) jelentős szerepet kapnak. A passzív rendszerek sikerkritériumait háttérelmézésekkel (termohidraulikai szimulációval) határozzák meg.

Nemzetközileg elfogadott valószínűségi modellek hiányában az erőműben alkalmazott szoftverek megbízhatóságát a tervezési, gyártási és tesztelési folyamat minőségellenőrzésének eredményei alapján becslik. A redundáns számítógépes rendszerek funkcióellátási megbízhatóságának értékelése során a redundáns ágak hardverelemei mellett a szoftveregységek közös okú hibáinak fellépési lehetőségeit vizsgálják.

A hibafaszerkesztéssel kapcsolatban megfogalmazhatók az átláthatóság, az értelmezhetőség és elemezhetőség szempontjai.

Az átláthatóság a hibafa esetében azt jelenti, hogy a hibafa jól követhető, az elemeihez tartozó információ a megfelelő helyen szerepel. Alapvető elvárás tehát, hogy a hibafa leírására szolgáló mezőket az elemző kitöltse. A hibafaelemek elnevezései legyenek „beszédesek”, tartalmazzák a hovatartozásukat azonosító információt. A báziseseményeket nem elemzik tovább hibafamódszerrel, azokat valamilyen valószínűségi modellel jellemzik, és a legtöbb esetben az adott berendezés meghibásodási módjához köthetők. A bázisesemények megfelelő elnevezése szintén fontos modellezési szempont.

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

A PSA-modell minőségügyi tervében rögzítik az alkalmazott elnevezési konvenciót.

Bár indokolt esetben lehetnek kivételek, azonban a modellkészítők törekednek az egységes elnevezési konvenció alkalmazására. Ehhez a hibafa elemeinek – csúcseseménynek, báziseseményeknek, logikai operátoroknak (kapuknak) – a jelölésére egyértelmű azonosítórendszert alkalmaznak, amely egyrészt összhangban van az atomerőmű tervezése során használt alfanumerikus jelölésrendszerrel, másrészt pedig hatékonyan támogatja a PSA eredményeinek kiértékelését és értelmezését.

A hibafák létrehozásának, szerkesztésének egyik fontos segédeszköze a transzferkapu, amely a hibafastruktúrán belül megmutatja a folytatási helyet, egy másik hibafa valamelyik kapujára utalva. A transzferkapuk használata a hibafamodellek nagy mérete miatt gyakorlatilag elengedhetetlen. Mivel a transzferkapuk használata lényegesen befolyásolja a hibafa érthetőségét, célszerű a használatukra vonatkozó szempontokat a PSA-modell minőségügyi tervében rögzíteni, és azokat egységes rendben alkalmazni. Minimális elvárás azonban, hogy a transzferkapu elnevezése és leírása egyértelműen utaljon a hibafa folytatási helyére.

Az értelmezhetőség magában foglalja a hibaláncok és a hibafában szereplő elemek azonosítását, leírását. A leírások bemutatják valamennyi hibaláncre a modellezett folyamatokat.

Az elemezhetőség magában foglalja a hibafa logikai struktúrájának korrektségét, és az azon belül esetleg előforduló logikai hurkok feloldását. A logikai hurkokat a hibafaelemző programok nem tudják kezelni, ezeket logikai megfontolásokkal lehet egyszerűsíteni. A logikai hurkok kezelése több-kevesebb információvesztéssel jár, és az elemzők törekszenek a lehető legkevesebb információvesztéssel járó megoldás alkalmazására.

A rendszerelemzések dokumentációja a következőket tartalmazza:

a) A rendszerelemzésekkel kapcsolatos általános információk:

- a sikerkritériumok és a rendszerek kapcsolatának a leírása,
- általános modellezési feltételezések leírása, mint pl. a passzív rendszerelemek kezelése a modellben,
- elnevezési konvenció leírása,
- egységes hibafaszerkesztési szabályok leírása,
- a logikai hurkok feloldási módjának leírása.

b) Az adott rendszermodellezés dokumentációja:

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- a rendszer és üzemmódjainak leírása,
- a rendszerhatárok definíciója,
- a berendezéshatárok definíciói,
- rendszerműködés megértéséhez szükséges diagramok, sémák,
- rendszerfüggőségi viszonyok, pl. függőségi mátrix,
- a rendszerrel kapcsolatos karbantartási és lepróbálási gyakorlat,
- a rendszermodell egyszerűsítése érdekében tett feltételezések, pl. független szuperkomponens létrehozása,
- a rendszerre vonatkozó hibafák ábrái,
- a hibafák transzferkapuinak leírása,
- a hibafákon belüli logikai kapcsolók használatának leírása,
- a hibafák csúcseseményeinek definíciója,
- a rendszer hibafán belüli báziseseményeinek felsorolása és leírása.

A rendszerhibafa logikai korrektségének ellenőrzésére célszerű a hibafát önállóan elemezni, és az eredményként kapott minimálmetszeteket (minimális hibakombinációkat) áttekinteni. Ha ilyen ellenőrzés készül az elemzés során, úgy érdemes a minimálmetszetek listáját dokumentálni.

3.3.5. Emberi tevékenységek elemzése

3a.2.3.2200. „Emberi megbízhatósági elemzéseket kell végezni, figyelembe véve azokat a tényezőket, amelyek az atomerőművi blokk egyes üzemállapotaiban hatással lehetnek az üzemeltető személyzet tevékenységére, teljesítőképességére.”

A fenti NBSZ-követelmény alapján az emberi megbízhatóság vizsgálatát (HRA) valamennyi definiált üzemállapothoz tartozóan, az emberi tevékenységeket befolyásoló összes lényeges tényező figyelembevételével, szisztematikus módon végzik el.

Az emberi megbízhatósági elemzést a tevékenységek és hibák három fő csoportjára készítik el:

- a) kezdeti események fellépése előtti időszakban folyó tevékenységekre, amelyek hibái a rendszerek és rendszerelemek üzemképtelenségét okozhatják – **A típusú** emberi hibák,
- b) kezdeti eseményt kiváltó helytelen emberi beavatkozásokra – **B típusú** emberi hibák,
- c) a kezdeti események fellépését követő, az eseményláncok lefolyását befolyásoló tevékenységekre, illetve azok hibáira, ideértve a szóba

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

jöhető üzemzavari helyreállításokat, korrekciós beavatkozásokat – **C típusú** emberi hibák.

Az emberi megbízhatóság vizsgálatára a szakmai közösség által elfogadott, szisztematikus és egyértelműen nyomon követhető eljárást alkalmaznak, amely eljárás minimálisan az alábbi lépésekből áll:

- a) azonosítás: a kockázat szempontjából fontos emberi beavatkozások és hibák azonosítása és beépítése a PSA-modellbe,
- b) függőségek kezelése: a meghatározott emberi beavatkozások és hibák közötti függőségek vizsgálata az adott hibatípuson belül, illetve különböző hibatípusokhoz tartozó emberi hibák között lehetséges összefüggések figyelembevételével,
- c) számszerűsítés: hibavalószínűségek meghatározása a modellben szereplő emberi hibákat befolyásoló tényezők, valamint e tényezők és a hibavalószínűség közötti összefüggések vizsgálata és értékelése alapján.

Az atomerőmű tervezése során készített PSA-hoz tartozó emberi megbízhatósági paraméterek számszerűsítéséhez – erőműspecifikus üzemviteli tapasztalatok hiányában – felhasználják más hasonló típusú atomerőművek tapasztalatait, elemzési eredményeit (általános adatokat), ezek alkalmazhatóságát tételesen igazolják.

A túlzottan pesszimista vagy optimista feltételezések elkerülése és a minél realisztikusabb modellezés érdekében fontos, hogy az emberi hibák elemzése, modellezése minél nagyobb mértékben vegye figyelembe a személyzet tevékenységét befolyásoló legfontosabb tényezőket, ideértve a rendelkezésre álló utasításokat, a képzést, a vizsgált tevékenység speciális jellemzőit, stressz szintjét stb.

Az **A típusú** emberi hibák közül minimálisan az alábbiakat vizsgálják:

- a) próbát és karbantartást követően a normál készenléti állapot és/vagy rendszerkonfiguráció visszaállításának maradó hibája,
- b) karbantartás hibás végrehajtása, amely az érintett rendszerek vagy rendszerelemek üzemképtelenségét eredményezi,
- c) irányítástechnikai rendszerelemek, készülékek téves beállítása, kalibrálása.

E tevékenységek jelentős részét az üzemanyag-átrakás alatt végzik, így a névlegestől eltérő üzemállapotokhoz tartozóan kiemelt figyelmet fordítanak a vizsgálatukra.

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

Az A típusú hibák a rendszerfunkciók teljesítését veszélyeztetik, így a modellezés során az adott rendszer hibafájába építik be őket.

A **B típusú** emberi hibákat az egyes kezdeti eseményeket kiváltó okok meghatározása során azonosítják.

A modellezés, illetve számszerűsítés során e hibákat és adataikat vagy implicit módon, a kezdeti esemény gyakoriságát vagy valószínűségét leíró modellparaméter értékének egyik összetevőjeként, vagy explicit módon, a kezdeti esemény kialakulását leíró hibalogikai modell báziseseményeként, valamint azok paramétereiként veszik figyelembe.

A kezdeti esemény kialakulásához vezető emberi hibákat mind a névleges teljesítményű, mind az attól eltérő többi (leállási) üzemállapotok elemzése során feltárják és modellezik. A karbantartási és üzemeltetési feladatok nagy száma, párhuzamossága és összetettsége miatt különös hangsúlyt kap e hibák számbavétele a leállási üzemállapotokban.

A **C típusú** emberi hibákat az eseményláncok meghatározása során azonosítják. Az emberi hiba következményétől és a logikai modell szerkezetétől függően e hibákat funkciókhoz, rendszerekhez, rendszerágakhoz vagy komponensekhez rendeltén szerepeltetik a PSA-modellben. Egyes esetekben összevonásra kerülnek a rendszerfunkciók elmaradását leképező eseménnyel, ekkor az adott rendszerre kidolgozott hibafájába építik be őket.

A C típusú hibákat az üzemzavar-elhárítási és balesetkezelési eljárásokkal összhangban definiálják.

Az eseményláncok kidolgozásakor feltárt lehetséges helyreállítási és korrekciós beavatkozások közül azok részletes elemzését végzik el a modellezés során, amelyek esetén:

- a) létezik írásos utasítás a beavatkozás végrehajtására,
- b) a helyreállítás várható időtartama lényegesen kisebb, mint az adott eseménylánc lefutásának modellbeli időtartama és a kialakuló technológiai és környezeti feltételek a helyreállítást a gyakorlatban lehetővé teszik.

A névleges teljesítményűtől eltérő (leállási) üzemállapotokban az emberi tevékenységek megbízhatóságának szisztematikus vizsgálatok és számszerűsítések során kiemelt figyelmet fordítanak a korrekciós beavatkozásokra rendelkezésre álló időtartamok változatosságára, a beavatkozások sikerének a rendelkezésre álló kezelői utasításoktól való

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

függésére, a személyzet képzettségének, együttműködésének valóságos megítélésére.

Az emberi beavatkozások sikerét befolyásoló tényezők egy része összefügg a beavatkozást megelőző történésekkel, fontos, hogy ezek a függések megjelenjenek a PSA-modellekben. Az emberi beavatkozások közül az A és a C típus esetében van helye ilyen függőség figyelembevételének.

Az A típusú beavatkozások során előálló hibákat (karbantartási hibák) az üzemzavart megelőzően követik el. E hibák azt eredményezik, hogy szükség esetén a berendezés üzemképtelen (például szükség esetén nem indul, nem nyit, nem zár stb.). A függőségek elsősorban az ugyanazon karbantartócsoport által egymás után ugyanolyan berendezéseken végzett, ugyanolyan típusú munkálatok során tételezhetők fel. Az első hiba elkövetése után megnő a valószínűsége, hogy a következő berendezésen is elkövetik ugyanazt a hibát. Az ilyen függések a közös okú meghibásodásokhoz hasonló jelenséget eredményeznek és joggal feltételezhető a fontosságuk. Ezért a PSA-modellekben megjelenítik az ilyen függéseket.

A C típusú beavatkozások hibáinak függőségei a következők lehetnek:

- a) A kezdeti eseménytől való függés elsősorban a kezdeti esemény következtében előálló körülmények kialakulásával magyarázható. Ugyanannak a beavatkozásnak a sikere függ attól, hogy milyen körülmények között, mekkora stressz hatása alatt hajtják végre. A kezdeti esemény ugyanakkor létrehozhat olyan megtévesztő körülményeket, amikor téves diagnózis miatt nem lesz sikeres az operátor beavatkozása. Olyan módszert alkalmaznak, amely alkalmas a beavatkozás kezdeti eseménytől való függésének modellezésére.
- b) A megelőző beavatkozás sikerétől való függés általában azt jelenti, hogy amennyiben sikeres volt a megelőző beavatkozás, úgy nagyobb valószínűséggel lesz sikeres az adott beavatkozás is. Ez fordítva azt jelentheti, hogy egy sikertelen beavatkozást követő beavatkozás hibájának a valószínűsége nagyobb lesz. A PSA-modellben figyelembe veszik ezeket a függőségeket, legegyszerűbben az eseményfa szintjén.
- c) Hasonló függőség tételezhető fel adott beavatkozás és az azt megelőző berendezés vagy rendszer szükséges működésének sikere között. A sikertelen működés vagy bekövetkező üzemképtelenség megnöveli a beavatkozás sikertelenségének esélyét. A PSA-modellben ezért figyelembe veszik, hogy az emberi beavatkozások hibájának a valószínűsége eseménylánconként más és más lehet.

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

E függőségeket – a tevékenységek jellegétől és a PSA-modell szerkezetétől függően – mind az eseményfákban, mind a rendszerhibafákban modellezhetik.

Az emberihiba-elemzések dokumentációja a következőket tartalmazza:

a) Módszertani információ:

- az üzemzavart megelőző és az üzemzavar utáni emberi hibák azonosításának a módja (ez a két esetben különbözik egymástól),
- az emberi tényező elemzési eljárásainak a leírása mind a három beavatkozási típusra,
- az alkalmazott szűrési eljárás és kritériumainak a leírása,
- az emberi beavatkozások függőségeinek kezelési módjai,
- az emberi hiba valószínűségének számítására alkalmazott módszerek részletes ismertetése.

b) Az elemzés eredményei:

- a beavatkozások és hibamódjaik azonosítása és leírása beavatkozástípusonként,
- a szűrés eredményeinek ismertetése, a szűrés után tovább elemzendő beavatkozások listája,
- az azonosított beavatkozásokra vonatkozó erőműspecifikus információ (emberi teljesítményt befolyásoló tényezők), a figyelembe vett kezelési utasítások felsorolása, rövid leírása,
- az egyes függőségek figyelembevételének indokolása,
- a számszerűsítésre alkalmazott módszer szerinti hibavalószínűség-számítás bemutatása, bizonytalansági számítással együtt.

3.3.6. Függőségek elemzése

3a.2.3.1900. „A valószínűségi biztonsági elemzésben figyelembe kell venni a lényeges funkcionális, területi, a rendszerelemek fizikai elhelyezkedéseit alapul vevő, az üzemeltetésből, karbantartásból és egyéb közös okú meghibásodásból fakadó függőségeket, különösen a repülő tárgyak, folyadék- és gőzsugár hatásait, a belső tüzet és elárasztást, valamint a környező ipari létesítmények üzemzavarait, az emberi tevékenységek hatásait, és a természeti veszélyeztető tényezők által kiváltott hatásokat.”

A fenti NBSZ-követelmény alapján a PSA-ban meghatározzák és részletesen vizsgálják a rendszerek, rendszerelemek és fizikai folyamatok közötti függőségeket. A függőségek alábbi típusait különböztetik meg:

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- a) fizikai függőségek,
- b) eseménysorrendi függőségek,
- c) rendszerek közötti függőségek,
- d) emberi beavatkozások közötti függőségek,
- e) közös okú hibák.

A fizikai függőségek vizsgálata során meghatározzák az egyes kezdeti események fellépése és az általuk egyidejűleg kiváltott biztonságifunkció-elmaradások közötti összefüggéseket. E függőségek között figyelembe veszik a belső és külső veszélyek – mint kezdeti események – hatását.

Az eseményláncok összeállításakor szisztematikusan felméri azokat az eseteket, amelyekben egy automatikus vagy kézi biztonságvédelmi beavatkozás egy másik automatikus vagy kézi beavatkozás sikeres végrehajthatóságát befolyásolja. Ezen **eseménysorrendi függőségeket** az eseményfákban explicit módon megjelenítik.

A különböző **rendszerek közötti függőségek** vizsgálatakor meghatározzák a rendszerfunkciók ellátásához szükséges, több rendszer által közösen igénybe vett segédrendszereket, közös rendszerelemeket. Ezeket a függőségeket explicit módon beépítik a rendszerhibafákba.

Az azonos környezeti feltételekből, hatásokból adódó függőségeket egyrészt a belső és külső veszélyek vizsgálatakor explicit módon kezelik a fizikai függőségek részeként, másrészt az üzemzavari, illetve baleseti helyzetből adódó környezeti körülmények figyelembevétele érdekében közös okú hibaként modellezik.

Az emberi beavatkozások közötti függőségek tekintetében az előző, "Emberi tevékenységek elemzése" fejezet ad útmutatást.

A függőségek vizsgálatakor kiemelt figyelmet fordítanak azon egyidejű többszörös rendszerelem-meghibásodások lehetőségeinek és okainak feltárására, amelyek nem sorolhatók be egyértelműen a fizikai, eseménysorrendi vagy rendszerek közötti függőségekből származó többszörös hibaesemények kategóriáiba, és ezért explicit modellezésük nem lehetséges. E függőségek mint **közös okú hibák** (CCF) fellépését az azonos tervezési és gyártási folyamat, üzembehelyezési, üzemeltetési és karbantartási eljárások alkalmazása során elkövetett hibákra, továbbá az azonos környezeti feltételekből és hatásokból származó igénybevételekre vezetik vissza.

A közös okú hibákat a hibafákba építik be. A modellezés során meghatározzák a rendszerelemek azon csoportjait (CCF-csoportok),

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

amelyekben feltételezett egyidejű meghibásodások azonos kiváltó okokra és érvényesülési mechanizmusokra vezethetők vissza.

A CCF-csoportok definiálásakor legalább az azonos üzemeltetési feltételek mellett működő, azonos funkciót ellátó, azonos típusú, aktív redundáns rendszerelemeket egy csoportba sorolják.

Az egy CCF-csoportba tartozó rendszerlemek közös okú hibáinak valószínűségét paraméteres modellel írják le. Hibastatisztikai adatok rendelkezésre állásának mértékétől függően lehetőség szerint többparaméteres modellt (alfa-tényezőzős modell, több-görögbetűs modell, binomiális hibaráta-modell) alkalmaznak. Szélesebb körű adatok esetén többparaméteres modellt használnak, mivel ezek az egy CCF-csoporton belüli rendszerlemek többféle egyidejűleg feltételezhető hibakombinációját veszik figyelembe, mint az egyparaméteres modellek.

A függőségek elemzését az erőmű összes üzemállapotára vonatkozóan elvégzik. Kiemelt figyelmet fordítanak a névleges teljesítményű üzemtől eltérő, különböző leállási üzemállapotokban fennálló függőségek okainak, mechanizmusainak és modellparamétereinek meghatározására, mivel ezek – a rendszerkonfigurációk és a rendszerfunkciók sikerkritériumai változása miatt – eltérnek a névleges teljesítményű üzemre jellemzőktől. A kezelői beavatkozások nagyobb száma és teljesítményüzemítő eltérő jellege miatt különösen vonatkozik ez az emberi beavatkozások (karbantartás, próbák) közötti függőségekre.

A közös okú meghibásodások elemzésének a dokumentációja a következőket tartalmazza:

a) Módszertani információ:

- a közös okú meghibásodási csoportba tartozó berendezések kiválasztásának a módja,
- a modellezési technika kiválasztása (pl. béta-faktor, alfa-faktor, több-görögbetűs modell stb.),
- a közös okú meghibásodások modellbe építésének a módja,
- az alkalmazott szűrési módszer és a vonatkozó kritériumok ismertetése,
- a paraméter-meghatározás módja, a paraméterforrások megjelölésével.

b) Az elemzés eredményeinek az ismertetése:

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- a minőségi elemzés eredményei: azonos közös okú csoportba tartozó berendezések listája,
- a szűrés eredményei: a tovább elemzendő közös okú meghibásodások listája,
- a paraméterbecslések eredményei az egyes közös okú meghibásodásokra,
- a felhasznált, erőműspecifikus információ és alkalmazásuk eredményei.

3.3.7. Bemenő adatok meghatározása

3a.2.3.2400. „A számításokhoz megbízható, hiteles, elsősorban létesítmény-, másodsorban létesítménytípus-, harmadsorban típus-specifikus megbízhatósági adatokat kell használni. Az adatok forrását, a minta nagyságát dokumentálni kell. A forrásadatok változása esetén figyelembe kell venni a tervezési adatok és az üzemi viszonyok közötti különbségeket, és ezeket értékelni kell. Ahol nem állnak rendelkezésre használható statisztikai adatok, megalapozott becsléseket kell alkalmazni.”

A fenti NBSZ-követelmény alapján a PSA elvégzésekor a baleseti eseményláncok valószínűségeinek számszerűsítéséhez szükséges bemenő adatokat az alábbiak figyelembevételével határozzák meg:

- a) a bemenő adatok valóságúen jellemezzék az erőmű tervezési alapjában szereplő, a PSA modellezés során felhasznált információkat,
- b) a bemenő adatok meghatározásához elsősorban az adott erőműre jellemző (erőműspecifikus) információkat, adatokat használják fel, kiegészítve az azonos típusú többi erőmű (típus-specifikus) információival, adataival.

Ha és amennyiben sem erőmű-, sem típus-specifikus információk, adatok nem állnak a szükséges mértékben rendelkezésre, akkor az adott bemenő adatra vonatkozóan a nemzetközi ajánlásokban, megbízhatósági adatbázisokban stb. szereplő (általános) adatot használnak.

A bemenő adatok képzéséhez egyes esetekben – megfelelő adatkombinálási módszer alkalmazása mellett – az erőműspecifikus tapasztalati adatokat és az általános adatokat együttesen használják fel.

Minden felhasznált adat esetén megadják annak forrását, kiválasztásának indokolását, származtatásának módját (pl. Bayes-módszer).

A bemenő adatok meghatározása az alábbiakra terjed ki:

- a) kezdeti események gyakorisága,

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- b) rendszerelemek (modellben: komponensek) megbízhatósági adatai,
- c) közös okú hibák adatai,
- d) emberi hibák adatai,
- e) próbák és karbantartások adatai.

Az adatok meghatározásakor figyelembe veszik a vonatkozó eseménytípust (a-d), az adott esemény logikai modellben elfoglalt helyét, a komponensek által reprezentált rendszerelemek definiált fizikai határait és az alkalmazott megbízhatósági modell paramétertípusait.

Az adatképzéskor kiemelten vizsgálják

- a) az egyes adatok, paraméterértékek bizonytalanságát, amely vizsgálat eredményeként a bizonytalansági jellemzőket számszerűsítik,
- b) a leállási üzemállapotokban lehetséges hibák fellépésének körülményeit, amely vizsgálat eredményeként szükség szerint módosításokat végeznek a névleges teljesítményű üzemre vonatkozó adatokhoz, paraméterértékekhez képest,
- c) az alkalmazott új típusú rendszerelemeket, mivel ezekre erőműspecifikus üzemeltetési tapasztalati adatok nem állnak rendelkezésre.

Az új típusú rendszerelemek megbízhatósági adatait tervezési és általános adatokra támaszkodva határozzák meg, mindkét esetben külön indokolva azok felhasználhatóságát.

A kezdeti események esetében vizsgálják az egymástól független eredő okokat és úgy határozzák meg a kezdeti események fellépésének várható gyakoriságát, hogy a gyakoriság értéke magába foglaljon valamennyi okot, ugyanakkor arra is tekintettel vannak, hogy egy adott összetevőt ne vegyenek több kezdeti eseménynél figyelembe, illetve, hogy kezdeti eseménycsoportok esetén a csoport gyakorisága megegyezzen a csoporton belüli kezdeti események gyakoriságának összegével. A kezdeti események vizsgálatánál meghatározzák továbbá a gyakoriságadat bizonytalansági jellemzőit.

Minden kezdeti esemény gyakoriságát számszerűsítik, ideértve a különböző PSA-üzemállapotokhoz és a különböző radioaktivitás-kibocsátási forrásokhoz tartozó eseményeket.

A hipotetikus kezdeti események soha egyetlen atomerőműben sem történtek meg, így a rendelkezésre álló összes üzemidő tükrében vélhetően az esetükben alkalmazott alacsony gyakoriságnál kisebb frekvenciával rendelkeznek. Ilyen esetben célszerű valamilyen segédelemzést, szakértői

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

becslést, zéróstatistikát stb. alkalmazni, és az így kapott értékeket összehasonlítani más, hasonló típusú atomerőmű PSA-elemzéseiben használt értékekkel.

A hibafával leírt kezdeti események gyakoriságának számításához a hibafában szereplő hardverkomponensek és emberi beavatkozások hibaadatait használják.

A számított gyakorisáértékek megalapozottságának indokolása céljából összehasonlítást végeznek a hasonló típusú erőművekre rendelkezésre álló üzemeltetési tapasztalatokkal.

A rendszerelemek (komponensek) megbízhatósági adatait a reprezentált rendszerelem meghibásodási gyakorisága vagy valószínűsége képezi. Ezen adatok számszerűsítésekor figyelembe veszik:

- a) az adott rendszerelem működésmódját,
- b) a rendszerelem definiált fizikai határait,
- c) a rendszerelem szóba jöhető meghibásodási módjait,
- d) a rendszerelem javításának jellemzőit.

A komponensek megbízhatósági adatait pontértékkel és annak bizonytalansági jellemzőivel együttesen írják le.

Aktív komponensek esetén a megbízhatósági adatok mellett az elemzés során meghatározzák – a sikeres funkcióellátás kritériumai által determinált – az elvárt üzemidők hosszát.

A specifikus információk az atomerőműben található üzemvitellel kapcsolatos naplók, berendezés-életrajzi dokumentumokból, karbantartási adatbázisokból, esetleg rendszerelem-megbízhatósági adatbázisokból gyűjthetők össze. A több elképzelhető forrás veszélye, hogy az adatrögzítő személyzet nem feltétlenül ugyanazokat a berendezéshatárokat alkalmazza az erőmű üzemvitele során, mint az elemzők, és az adatgyűjtésből kimaradhat valamilyen esemény. Az így képzett adat nem fedeti le teljesen a berendezésre vagy berendezéscsoportra jellemző eseményteret, tehát a paraméterérték a valósnál kedvezőbb lesz. Érvényes ez mind a meghibásodások, mind a sikeres működések számára, vagy a sikeres üzemidő értékére.

Az általános adatforrások alkalmazásakor figyelembe veszik, hogy az egyes adatforrások egymástól nem teljesen függetlenek, így több adatforrás nem feltétlenül ad több információt. Az adatforrás kiválasztásának a lényege, hogy az adatforrásban a berendezés típusa és hibamódja hasonló legyen a PSA-

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

ban modellezetthez. Nem elvárás a teljes azonosság, de törekedni kell a lehető legjobb egyezésre.

Az üzem közben tesztelésre, karbantartásra vagy javításra kivenni szándékozott rendszerelemek esetén meghatározzák azok üzemképtelenségének hosszát és gyakoriságát.

A közös okú hibák adatait minden egyes CCF-csoportra külön határozzák meg, figyelembe véve a csoporthoz tartozó rendszerelemek adatain kívül azok csoportbeli számosságát. Az erőműspecifikus információk korlátozott volta miatt a CCF-paraméterek számszerűsítésekor jelentős mértékben támaszkodnak általános adatokra, azok felhasználásának indokolása mellett.

Az emberi megbízhatóság számszerűsítése során

- a) a stabil, leállított reaktorállapot eléréséhez és fenntartásához szükséges valamennyi fontos emberi beavatkozás hibavalószínűségét részletes elemzéssel határozzák meg, realisztikus feltételezések mellett,
- b) közelítő, konzervatív szűrésű hibavalószínűségi értéket csak a kockázat szempontjából lényegtelen emberi beavatkozások esetén vesznek fel,
- c) a fontos, a) pontban szereplő emberi beavatkozások hibavalószínűségeihez – mint pontértékekhez – azok bizonytalanságát jellemző paramétereket rendelnek az átfogó bizonytalansági vizsgálatok realisztikus végrehajtása érdekében.

Az emberi hibák valószínűségét egyedileg, minden egyes azonosított tevékenységre, beavatkozásra az azok feltételeit befolyásoló tényezők körének és hatásának részletes, a 3.2.1.5. fejezetben leírt módon történő vizsgálata alapján határozzák meg.

Az egyes rendszerelemek rendelkezésre állását befolyásolja a rendszerelemek próbája és karbantartása. A **próbák és karbantartások adataihoz** meghatározzák az e tevékenységekből származó rendszerelem-üzemképtelenségek várható gyakoriságát és időtartamát, összhangban a tervezési adatokkal, illetve az üzemeltetési, valamint karbantartási eljárások előírásaival, továbbá felhasználva és feldolgozva a rendelkezésre álló üzemeltetési tapasztalati adatokat.

A bemenő adatok elemzésének dokumentációja a következőket tartalmazza:

a) Módszertani információ:

- az adatforrások kiválasztásának a módja (specifikus, általános, kombinált),

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- a specifikus információ gyűjtésének és feldolgozásának a módja, a felhasznált erőműves dokumentáció,
- adatgyűjtés esetén a berendezéscsoportok összeállításának a módja és eredménye,
- az atomerőművi információ forrásainak értelmezése, berendezéstörténeti feljegyzések, eseménynaplók és eseményjelentések alkalmazása,
- az alkalmazott adatkombinációs eljárások ismertetése,
- nyersadatok feldolgozásának a módszerei.

b) Az elemzés eredményei adatonként:

- az egyes adatforrások kiválasztásának indokai, alkalmazhatóságuk igazolásával,
- erőműspecifikus adat esetén az összes felhasznált atomerőművi információ ismertetése,
- az egyes kezdeti események gyakoriságának számításaihoz alkalmazott hibafa- vagy emberi tényező elemzések ismertetése,
- a hasonló típusú atomerőművek, valamint a vizsgált atomerőmű üzemviteli történetének felhasználása a kezdeti esemény gyakoriságának a számításához,
- a paraméterbecslés eredményei az adat felhasználásával, bizonytalansági tényezővel,
- a nyers és a feldolgozott adatok felsorolása.

3.3.8. Baleseti eseményláncok számszerűsítése

A PSA-ban az eseményláncok valószínűségi jellemzőit komplex módon, az adott eseménylánc egészét kezelve számszerűsítik. Ennek keretében kiemelt figyelmet fordítanak az eseményláncokban feltételezett függőségek kezelésére, ideértve a kezelői beavatkozások közötti függőségeket, valamint a helyreállítási lehetőségek számbavételét. Nem számolnak helyreállítással, amennyiben az adott eseménylánc gyakorisága annak figyelembevétel nélkül viszonylag kis értékű, vagy ha a helyreállítás objektív okok miatt nem végezhető el.

A számításokhoz minősített számítógépes programo(ka)t használnak, rögzítve az általa alkalmazott számítási eljárás jellemzőit és korlátait.

A számítások bemenő adataiként valóság-hű, ezek hiányában konzervatív adatokat használnak. Ha ez utóbbiak jelentősen befolyásolják az

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

eredményeket, akkor megvizsgálják a konzervativizmus csökkentésének lehetőségét. A bemenő adatok és a modellezésbeli feltételezések eredményekre gyakorolt hatását részletesen elemzik.

A valószínűségi biztonsági elemzések elfogadási kritériumai a valószínűségi jellemzők pontértékére, mint a kockázat középértékére a legjobb becslés módszerével kapott eredményre vonatkoznak, így a célok teljesülését a pontérték számítások eredményeinek a célértékekkel történő összevetésével igazolják.

Az elfogadási kritériumok alapján igazolják, hogy:

- a) valamennyi feltételezett kezdeti eseményből kiinduló eseménylángra – a szabotázst kivéve – a zónasérüléssel járó esetek összegzett gyakorisága az összes erőművi üzemállapot figyelembevételével új atomerőművi blokkokra nem haladja meg a 10^{-5} /év értéket,
- b) minden tervezési alapba tartozó üzemzavar esetén egy adott kezdeti esemény gyakoriságának és az adott kezdeti esemény okozta tranziens során a TA4-üzemállapotokra vonatkozó elfogadási kritériumok teljesítéséhez szükséges bármely biztonsági funkció elmaradása valószínűségének szorzata nem haladja meg a 10^{-6} /év értéket.

Az eredmények pontértékének mint középértéknek a becslését a modellbeli paraméterek várható értékének a felhasználásával végzik.

A számítások során minimálisan az alábbi mennyiségeket határozzák meg:

- a) az 1. és 2. szintű PSA-modell végeseményeinek (zónasérülés, nagy radioaktivitás-kibocsátás), illetve maradványhő végső hőelnyelőbe való elvitele elvesztésének gyakorisága,
- b) a kezdeti események, kezdetiesemény-csoportok, bázisesemények (rendszerelem- és emberi hibák) és erőművi üzemállapotok hozzájárulásának mértéke a végesemény gyakoriságához,
- c) a végeseményekhez vezető minimálmetszetek és gyakoriságuk,
- d) érzékenységi és bizonytalansági számítások eredményei,
- e) fontossági elemzések eredményei,
- f) az erőműsérülési állapotok gyakorisága, hacsak nem teljesen integrált 1. és 2. szintű PSA modellről van szó,
- g) a konténment-végállapotok és radioaktivitás-kibocsátási kategóriák gyakorisága,

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- h) a kezdeti események, kezdetiesemény-csoportok, erőművi üzemiállapotok és erőműsérülési állapotok hozzájárulásának mértéke az egyes kibocsátási kategóriák gyakoriságához.

Az eseményláncok gyakoriságának meghatározása során a végeseményhez vezető minimálmetszetek közül figyelmen kívül hagyhatók azok, amelyek a végesemény gyakoriságához a végeredmény 0,01%-nál kisebb mértékben járulnak hozzá. Ez az érték képezheti a minimálmetszetek gyakoriságának vágási értékét. Ettől eltérő vágási érték használata esetén megadják az alkalmazott vágási értéket, és bemutatják annak megalapozottságát. A számszerűsítés során gyakoriságszámítás esetén 10^{-9} /év értéknél nagyobb vágási értéket nem alkalmaznak.

A számítások során megfelelően kiválasztott eseményláncokra különböző nagyságrendű vágási értékek alkalmazásával vizsgálják a vágási érték eredményekre gyakorolt hatását. A vizsgálat eredményei alapján igazolják, hogy az alkalmazott vágási érték minden eseménylánc esetében megfelelő volt az adott számításhoz.

Az eseményláncok numerikus értékelése mellett elvégzik a logikai kiértékelésből kapott minimálmetszetek érvényességének felülvizsgálatát, különös tekintettel a nagy hozzájárulású minimálmetszetekre. Ennek keretében ellenőrzik, hogy egy eseménykombináció valóban szükséges és elégséges feltételt tartalmaz-e a vizsgált végesemény kiváltása szempontjából, másrészt ellenőrzik, hogy nem tartalmaz-e logikailag vagy fizikailag egymást kizáró eseményeket.

A logikai ellenőrzést a minimálmetszetek utólagos feldolgozása, például helyreállítási tevékenységek hibáinak beépítése után ismételten elvégzik.

Az utólagos logikai feldolgozás és kiértékelés eredményét a leállási üzemiállapotok elemzésében keresztellenőrzésnek vetik alá annak érdekében, hogy a különböző üzemiállapotokhoz tartozó logikai eredmények (minimálmetszetek) közötti ellentmondásokat kiszűrjék.

Az eredmények dokumentációja minimálisan a következőket tartalmazza:

- a) a számszerűsítéshez alkalmazott vágási érték meghatározásának és alkalmazásának módja,
- b) táblázatok az összes eseménylánc számszerűsítésének eredményeivel,
- c) táblázatok az összes kezdeti esemény és eseményfa számszerűsítésének eredményeivel,
- d) a kezdeti események relatív kockázati hozzájárulása,

- e) a domináns minimálmetszetek listája és azok magyarázata,
- f) az eredmények átfogó értelmezése,
- g) következtetések.

3.4. Belső veszélyek elemzése

3.4.1. Általános ajánlások

A belső veszélyek olyan események, amelyek a telephelyen belül, az épületeken belül vagy kívül alakulnak ki. A PSA-ban részletesen vizsgálják a belső veszélyek hatásait az erőmű összes üzemállapotában és valamennyi szóba jöhető radioaktivitás-kibocsátási forrás esetén.

A szóba jöhető veszélyek teljes körét vizsgálják, és bemutatják az elemzés teljeskörűségét a vizsgált belső veszélyek tekintetében. Az elemzés kiterjed legalább az alábbi belső veszélyekre:

- a) belső eredetű tűz és robbanás,
- b) belső elárasztás,
- c) nagyenergiájú csővezetéktörések,
- d) repülő tárgyak,
- e) nehéz teher leesése,
- f) gázok, gőzök, veszélyes anyagok kibocsátása.

Az elemzést a következő fő lépésekben végzik:

- a) adatgyűjtés a belső veszélyekről,
- b) belső veszélyek azonosítása,
- c) belső veszélyek szűrése,
- d) belső veszélyek burkoló és részletes elemzése.

A belső veszélyek elemzéséhez a következő adatokat gyűjtik össze:

- a) a tervezési adatokat, különös tekintettel, a belső veszélyekkel szembeni védelem biztosítására alkalmazott tervezési megoldásokra,
- b) az épület-, rendszer-, rendszerelem-tervrajzokat,
- c) a belső veszélyekkel szembeni védelem erőművi dokumentumait (pl. tűzvédelmi, tűzoltási terv),

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- d) információkat a belső veszélyek fellépéséről visszamenőleg,
- e) potenciálisan veszélyt okozó források jellemzőit.

A belső veszélyek elemzésének terjedelmébe bevonják az egyes veszélyek ésszerűen feltételezhető kombinációit, valamint a kis gyakorisággal bekövetkező, de jelentős radioaktívanyag-kibocsátással járó veszélyeket is figyelembe veszik.

Több veszély együttes fellépésével számolnak abban az esetben, ha

- a) egy belső veszély fellépése egy másik belső veszély fellépését okozhatja (például repülő tárgyak csőtörést és ezen keresztül belső elárasztást okozhatnak),
- b) egy külső veszély egy vagy több belső veszély fellépését okozhatja (például földrengés hatására belső elárasztás vagy tűz léphet fel), amely eseteket a külső veszélyek elemzésének keretében vizsgálják.

Az azonosított belső veszélyeket és veszélykombinációkat minőségi és mennyiségi szempontok alapján szűrik azzal a céllal, hogy a részletes elemzést a kockázat szempontjából fontos veszélyekre korlátozzák.

A szűrés elvégzéséhez kritériumokat határoznak meg, amelyekre igazolják, hogy felhasználásuk csak az elhanyagolható kockázati hatású veszélyeket zárja ki a további, részletes vizsgálatból. A szűrési kritériumok megfelelőségének igazolása, azaz a kiszűrt veszélyek részletes elemzésből történő kizárhatóságának indokolása érdekében becslést adnak a kiszűrt veszélyekből származó kockázat mértékére, és bemutatják annak elhanyagolhatóságát.

A belső veszélyeket az alábbi szűrési kritériumok alapján zárják ki a további részletes vizsgálatból:

- a) A vizsgált esemény potenciális károkozó hatása lényegesen kisebb, mint valamely, a tervezési alapban szereplő eseményé vagy hatása nem okoz kezdeti eseményt.
- b) A vizsgált esemény fellépésének várható gyakorisága lényegesen kisebb, mint valamely más, nem kiszűrt eseményé, és a várható következményei kevésbé súlyosak, mint e ki nem szűrt eseményé.
- c) A vizsgált eseményt tartalmazza (burkolja) egy másik, nem kiszűrt esemény.
- d) A vizsgált esemény fellépése az időben lassú, elhúzódó folyamat, és igazolható, hogy ezen idő alatt a veszély forrása megszüntethető, vagy

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

a veszély következményeinek elhárítására a felkészülés végrehajtható, és az erőmű biztonságos állapotra hozható és ott tartható.

Minden egyes veszélyre meg kell adni egy maximális hatást, ami a veszélyt követően bekövetkezhet pesszimista feltételezésekkel. Ez a szűrésnél felhasználható.

Ha egy szűrés kritérium nem alkalmazható egy veszély teljes egészére, csak annak egy bizonyos terjedelmére, akkor fel kell osztani a veszélyt alkategóriákra és a szűrés kritériumot ezekre kell alkalmazni.

A szűrés után fennmaradó belső veszélyeket további, burkoló jellegű és/vagy részletes elemzésnek vetik alá. Ennek során meghatározzák a belső veszélyek által kiváltott erőművi tranzienseket, valamint a veszélyeknek a tranziensek kezelésére szolgáló automatikus és kézi beavatkozásokra gyakorolt közvetlen hatását.

Ha és amennyiben a burkoló jellegű vizsgálat kimutatja, hogy az adott, közelítő feltételezésekkel jellemzett belső veszélynek jelentős mértékű kockázati hatása van, akkor a feltételezések pontosítása után részletesebb elemzést végeznek a kockázat pontosabb meghatározása céljából.

A belső veszélyek részletes elemzését az alábbi fő lépések szerint végzik:

a) Veszélyeztetettségelemzés, az adott veszélyre jellemző veszélygyakoriság meghatározása:

A veszély fellépésének éves előfordulási gyakoriságát a veszély forrásainak, a források típusainak és a források térbeli eloszlásának figyelembevételével határozzák meg, felhasználva a tervezési jellemzőket és a rendelkezésre álló erőmű/típus-specifikus üzemeltetési tapasztalatból származó, illetve általános adatokat. Szükség szerint egy adott veszélyen belül a különböző veszélyforrástípusokra különböző veszélygyakoriságokat számítanak (például különböző gyújtóforrástípusokból származó tűzgyulladás gyakoriságok).

A számítások során a veszélygyakoriság pontértéke mellett meghatározzák annak bizonytalansági paramétereit.

A veszélyeztetettségelemzést a veszély jellegének megfelelően esetenként az erőművi válasz és sérülékenység elemzésével párhuzamosan végzik annak érdekében, hogy a veszélygyakoriság számítását a ténylegesen fontos veszélyforrásokra és helyiségekre, térrészekre korlátozzák.

b) Erőművi válasz és sérülékenység elemzése:

Helyfüggő elemzéssel meghatározzák az adott belső veszély által kiváltott erőművi tranzienseket, az esemény következménycsökkentő (biztonsági)

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

rendszerek működésére és operátori tevékenységre gyakorolt hatását, figyelembe véve a veszély hatásának erősségét, térbeli kiterjedését, és a hatás csökkentésére, illetve megfékezésére alkalmazható beavatkozásokat (védelmi rendszerek és személyzet beavatkozásait). Számszerűsítik a tranziensek, következményszerűlések és kezelői hibák feltételes valószínűségét.

c) PSA-modell kidolgozása és kiértékelése:

Kidolgozzák a belső veszély által indukált baleseti folyamatok eseményláncmodelljeit, és elvégzik azok eseménylogikai és numerikus kiértékelését, amelynek eredményeként előállítják a zónasérülés és radioaktivitás-kibocsátás valószínűségi jellemzőit. A PSA-modell kidolgozása során felhasználják a belső eseményekre kidolgozott eseménylogikai modelleket. A numerikus értékelés bemenő adatait reális, valóságghű adatokra és feltételekre alapozzák.

A belső veszélyek vizsgálata során korszerű, a nemzetközi szakmai közösség által elfogadott és ajánlott módszereket alkalmaznak. A tervezéskor végzett elemzésben megfelelő elemzési eljárás és adatnyilvántartás alkalmazásával gondoskodnak arról, hogy a tervezéskor fennálló adathiányok miatt alkalmazott feltételezések és felvett adatok a létesítés további fázisaiban – a bemenő információk bővülő ismeretének megfelelően – kiegészíthetők és pontosíthatók legyenek.

A belső veszélyek hatásai elleni védelmi megoldások és intézkedések (falak, burkolatok védőtávolság stb.) jellemzőit a tervezési alapadatokon túlmenően helyszíni bejárással, a tényleges kivitelezésnek, megvalósításnak megfelelően veszik figyelembe, amellyel a kidolgozott modellek valóságghűségét növelik.

3.4.2. *Specifikus ajánlások*

3a.3.6.1800. „A kezdeti események vizsgálatának részeként azonosítani kell azokat a speciális belső veszélyeztető tényezőket, mint elárasztás, tűz, robbanás, nagy energiájú csőtörés, amelyek bekövetkezése biztonsági vagy izoláló gát funkcióteljesítését befolyásolhatja.”

A belső veszélyek elemzése során a következő, a veszély jellegének megfelelő specifikus ajánlásokat veszik figyelembe.

3.4.2.1. Belső eredetű tűz elemzése

A belső eredetű tűz valószínűségi biztonsági elemzését részfeladatokra osztják:

a) Adatgyűjtés

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

Összeállítják az elemzés bemenő adatait, különös tekintettel a tűzterületek és tűzszakaszok elhelyezkedésére és méreteire, a biztonság szempontjából fontos rendszerelemek beépítési helyére, a gyújtóforrások és éghető anyag mennyiségére és eloszlására, a tűzvédelmi tervek, a tűzgátak és egyéb tűzvédelmi megoldások fizikai jellemzőire, a kézi és automatikus tűzoltó eszközökre, rendszerekre és azok működtetési feltételeire, valamint a tűzesemények kezelési és üzemzavar-elhárítási utasításaira.

A tervezéskor végzett tűz-PSA-hoz az adott tervezési fázisban rendelkezésre álló információktól függő mértékben erőműspecifikus információkat használnak (például biztonsági rendszerelemek elhelyezése, gyújtóforrások, éghető anyag jellemzői és térbeli eloszlása, tűzszakaszok, tűzgátak, tűzoltó berendezések és rendszerek tervezési adatai).

b) Tűzszakaszok vizsgálata

Kijelölik a vizsgálatba bevont tűzszakaszokat, és meghatározzák a tűzszakaszokhoz tartozó tűzgyulladás gyakoriságot.

A kezdeti események, azaz a tűzgyulladások gyakoriságának meghatározásához szükséges általános adatokon túlmenően a lehetséges mértékig erőmű-/típuspecifikus adatokat is használnak.

c) Az elemzés körébe bevont rendszerelemek kijelölése

A rendszerelemek körét az erőművi tranziens, azaz technológiai kezdeti eseményt okozó, tűz hatására lehetséges rendszerelem-meghibásodások, továbbá a zónasérülés, illetve a radioaktivitás-kibocsátás megakadályozásához szükséges biztonsági funkciók ellátásában szerepet játszó fő- és segédrendszerek figyelembevételével határozzák meg. Felhasználják a belső eredetű események PSA-modelljét, kiegészítve azt a tűz hatására lehetséges további meghibásodások számbavételével. Áramköri elemzéssel részletesen vizsgálják a villamos és irányítástechnikai berendezéseket és kábelezt, és beazonosítják azokat a készülékeket, kábeleket, amelyek a biztonsági funkciókat ellátó gépésztechnológiai rendszerelemek működését biztosítják vagy befolyásolhatják. Ezen irányítástechnikai és villamos rendszerelemeket felveszik a tűz PSA elemzés körébe.

d) Tűzszakaszok minőségi (hatás alapú) szűrése

A további, részletes vizsgálatból kiszűrik azokat a tűzszakaszokat, amelyek tüze – a tűz térbeli kiterjedésének és a tűzmegfékezés lehetőségeinek igazoltan konzervatív feltételezések alkalmazása mellett történő figyelembevételével – nem vezet erőművi technológiai tranziens (kezdeti esemény) fellépéséhez.

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

e) Eseménylogikai modell kidolgozása

Tűzzakaszonként és – a tűz térbeli kiterjedésének és a tűzmegfékezés lehetőségének figyelembevételével – szükség szerint tűzzakaszokon belül definiált tűzeseményenként létrehozzák a tűz-PSA eseménylánc- és hibafamodelljét.

A modellezést kétféle részletességgel, egy egyszerűsített és egy részletes hatásvizsgálattal végzik el. Az egyszerűsített modellezés során a minőségi szűrés után fennmaradó tűzzakaszokon belül a tüzek várható térbeli kiterjedését és céltárgykárosító hatását konzervatív feltételezések mellett határozzák meg a tűzesemények mennyiségi szűrésének céljából – lásd f) részfeladat. A részletes elemzés során a g) és h) részfeladatokhoz szorosan kapcsolódóan meghatározzák a fontos eseményláncokban szereplő rendszerelemek meghibásodásainak feltételeit és a kritikus hibamódok fellépésének valószínűségeit. A modellezések során azonosítják a tűz fellépése után az egyes biztonsági funkciókat ellátó rendszerelemek működtetéséhez szükséges emberi tevékenységeket, és számszerűsítik ezek elmaradásának valószínűségeit.

Összeállítják a modell kiértékeléséhez szükséges bemenő adatokat, ideértve a tűzgyulladás gyakoriságokat, a rendszerelem-meghibásodások és emberi hibák valószínűségi adatait.

f) Tűzesemények mennyiségi (gyakoriság alapú) szűrése

A részletes valószínűségi elemzésből kiszűrik azokat a tűzzakaszokat, továbbá tűzzakaszon belüli tűzeseményeket, amelyekből származó zónasérülési, illetve radioaktivitás-kibocsátási kockázat a tűzgyulladás gyakoriság és a tűzsérülések igazoltan konzervatív megközelítés alapján történő együttes figyelembevételével elhanyagolható. Az ily módon kiszűrt tűzeseményekből származó kockázatot figyelembe veszik a tűzkockázat számszerűsítésekor.

g) Részletes tűzhatásvizsgálat

A ki nem szűrt tűzeseményekre – a lehetséges mértékig a legjobb becslés módszerét alkalmazva – részletes elemzéssel határozzák meg a tűz várható térbeli kiterjedését, az adott időn belüli tűzmegfékezés lehetőségét, körülményeit és valószínűségét, a tűzsérülések körét és valószínűségét, továbbá az üzemzavari kezelői beavatkozások valószínűségét. Ennek keretében kiemelt figyelmet fordítanak a vezénylőtermi tüzek, a több tűzzakaszra áttérjedő tüzek, valamint az indukált tüzek (például robbanás) hatásának vizsgálatára.

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

A tűzhatásvizsgálatot kiterjesztik a képződő füst következményeinek meghatározására és azok PSA-modellbeli figyelembevételére (berendezés-meghibásodások, emberi beavatkozás körülményei és valószínűsége, vezénlyőtermi kiürítés).

h) Tűzhatások valószínűségi számszerűsítése

Meghatározzák, hogy az eseménylánc-végeseményeket milyen gyakorisággal okozzák tüzesemények, és a gyakoriságok pontértékének számításán túl elvégzik az eseménygyakoriságok becslésének bizonytalansági és érzékenységi vizsgálatát.

A tűz-PSA-hoz felhasználják a tűzfejlődés és tűzterjedés determinisztikus szimulációjának eredményeit és a helyszíni bejárások információit.

A tűz-PSA-ban a névlegestől eltérő üzemállapotokban ügyelni kell az átmeneti gyújtóforrások megnövekedett mennyiségére, valamint az egyes tűzterjedési útvonalak módosulásának (tűzgáták nyitott állapotának) lehetőségeire.

3.4.2.2. Belső elárasztás elemzése

A belső elárasztás rendszerelemekre gyakorolt hatásának vizsgálata, az indukált meghibásodások, sérülések meghatározása során az alábbi hatásokat és a belőlük származó meghibásodási mechanizmusokat veszik figyelembe:

- a) vízbe merülés,
- b) fröcskölő víz,
- c) gőzzel való elárasztás
- d) nagyenergiájú csőtörés hatása, ideértve
 - az elmozduló cső mechanikai romboló hatását,
 - a kiáramló közegsugár hatását.

A belső elárasztás valószínűségi biztonsági elemzését részfeladatokra osztják:

a) Adatgyűjtés

Összeállítják az elemzés bemenő adatait, különös tekintettel az elárasztási források helyére, a források rendszerének geometriai és fizikai adataira (méretek, nyomás, hőmérséklet, térfogatáram stb.), a lehetséges elárasztási útvonalakra, a biztonság szempontjából fontos rendszerelemek beépítési helyére, az elárasztás elleni védelmet biztosító műszaki megoldásokra, valamint a vonatkozó kezelési és üzemzavar-elhárítási utasításokra.

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

A belső elárasztás tervezéskor végzett valószínűségi biztonsági elemzésében az adott tervezési fázisban rendelkezésre álló információktól függő mértékben erőműspecifikus információkat használnak (például biztonsági rendszerelemek elhelyezése, elárasztási források jellemzői és helye, elárasztási útvonalak, gátak jellemzői). A létesítés különböző fázisaiban a tervezéskor tett feltételezéseket a megvalósulási állapot figyelembevételével visszaellenőrzik, igazolják, szükséges esetekben pontosítják, a helyszíni bejárást is felhasználva.

b) Az elemzés körébe bevont rendszerelemek kijelölése

A rendszerelemek körét az erőművi tranziens, azaz technológiai kezdeti eseményt okozó, belső elárasztás hatására lehetséges rendszerelem-meghibásodások, továbbá a zónasérülés, illetve a radioaktivitás-kibocsátás megakadályozásához szükséges biztonsági funkciók ellátásában szerepet játszó fő- és segédrendszerek figyelembevételével határozzák meg. Felhasználják a belső eredetű események PSA-modelljét, kiegészítve azt az elárasztás hatására lehetséges további meghibásodások számbavételével. Áramköri elemzéssel részletesen vizsgálják a villamos és irányítástechnikai berendezéseket és kábelezést.

c) Elárasztási esetek minőségi (hatás alapú) szűrése

A további, részletes vizsgálatból kiszűrik azokat a térrészeket, amelyek elárasztása – az elárasztás térbeli kiterjedésének és megfékezési lehetőségeinek igazoltan konzervatív feltételezések alkalmazása mellett történő figyelembevételével – elárasztási forrás hiányában nem lehetséges, vagy nem vezet erőművi technológiai tranziens (kezdeti esemény) fellépéséhez.

d) Eseménylogikai modell kidolgozása

Az elárasztási források, az elárasztás térbeli kiterjedésének és az elárasztási folyamat megfékezési lehetőségének együttes figyelembevételével definiált elárasztási esetenként létrehozzák a belsőelárasztás-PSA eseménylánc- és hibafamodelljét.

A modellezés során az e) és f) feladatokhoz szorosan kapcsolódóan vizsgálják

da) az elárasztások következményeként feltételezhető eseményláncokban szereplő, biztonsági funkciót ellátó rendszerelemek meghibásodásainak feltételeit, hibamódját,

db) a súlyosabb következmények elhárításának lehetőségeit, ideértve a különböző, távműködtetésű és helyi emberi beavatkozásokat és azok korlátait.

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

Összeállítják a modell kiértékeléséhez szükséges bemenő adatokat, ideértve az elárasztási gyakoriságokat, a rendszerelem-meghibásodások és emberi hibák valószínűségi adatait. A kezdeti események, azaz a különböző forrásokból lehetséges elárasztás gyakoriságának meghatározásához általános adatokon túlmenően a lehetséges mértékig erőműspecifikus adatokat használnak.

e) Elárasztási esetek mennyiségi (gyakoriság alapú) szűrése

A részletes valószínűségi elemzésből kiszűrik azokat az elárasztási eseteket, amelyekből származó zónasérülési, illetve radioaktivitás-kibocsátási kockázat az elárasztási gyakoriság és az elárasztás által okozott berendezés-meghibásodások, -sérülések igazoltan konzervatív megközelítés alapján történő együttes figyelembevételével elhanyagolható. Az ily módon kiszűrt elárasztási esetekből származó kockázatot figyelembe veszik a belső elárasztásból adódó kockázat számszerűsítésekor.

f) Elárasztások hatásának részletes vizsgálata

A ki nem szűrt elárasztási esetekre – a lehetséges mértékig a legjobb becslés módszerét alkalmazva – részletes elemzéssel határozzák meg az elárasztás várható térbeli kiterjedését, az elárasztási folyamat adott időn belüli megfékezésének lehetőségét, körülményeit és valószínűségét, az elárasztás által okozott berendezés meghibásodások, sérülések körét és valószínűségét, továbbá az üzemzavari kezelői beavatkozások valószínűségét.

g) Elárasztás hatásának valószínűségi számszerűsítése

Meghatározzák, hogy az eseménylánc-végeseményeket milyen gyakorisággal okozza belső elárasztás, és elvégzik az eseménygyakoriságok becslésének bizonytalansági és érzékenységi vizsgálatát.

Az egyes belső elárasztások – mint kezdeti események – gyakoriságának meghatározásához felméri az összes lehetséges elárasztási okot (például csőtörés, tartályrepedés, csőelzáró szándékolatlan nyitása). Ezek között a téves kezelői beavatkozások által kiváltott elárasztás lehetőségét számba veszik.

3.4.2.3. Repülő tárgyak kockázatelemzése

Rendszertechnikai elemzéssel megvizsgálják, hogy mely rendszerelemek integritásának elvesztése során keletkezhetnek olyan repülő tárgyak, amelyek más rendszerelemekre gyakorolt fizikai hatásán keresztül az erőmű

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

biztonságát veszélyeztethetik. Az elemzés eredményeit helyszíni bejárással pontosítják.

A meghatározott repülő tárgyak esetén részletes hatásvizsgálatot végeznek, amennyiben valószínűségi alapon nem szűrhetők ki a további elemzés köréből.

A repülő tárgyak közül legalább a turbinarepeszek hatását részletesen vizsgálják. Ennek során meghatározzák

- a) a repeszek térbeli eloszlását, a repeszek útvonala és kinetikus energiája alapján a sérülő, biztonság szempontjából fontos szerkezeti és rendszerelemeket, figyelembe véve a hatásukat az adott helyiségen belül és – a határoló falakon, épületszerkezeten átjutva – azon kívül kifejteni képes repeszeket,
- b) a repeszek által okozott sérülések miatt felszabaduló hidrogén és olaj meggyulladásából származó hatását.

Az elemzésben a végállapotok valószínűségi jellemzőinek számszerűsítésekor figyelembe veszik a következőket:

- a) a repülő tárgyak elszabadulásának (például turbinaintegritás-vesztésnek) mint kezdeti eseménynek a gyakoriságát,
- b) a szerkezeti és rendszerelemek repülő tárgyak által kiváltott meghibásodási módjait és azok valószínűségét,
- c) a repülő tárgy által okozott üzemzavar elhárításában, azaz a kedvezőtlen eseménylánc-végállapotok kialakulásának megakadályozásában szerepet játszó rendszerelemek véletlen meghibásodását és annak valószínűségét.

3.4.2.4. Nehézteher-leesés kockázatelemzése

A nehézteher-leesés kockázatelemzésének általános lépései azonosak a belső veszélyek részletes elemzésének lépéseivel, azaz kiterjednek a következőkre:

- a) a nehézteher leeséséből adódó veszélyeztetettség elemzésére (a leesés gyakoriságának meghatározására),
- b) az erőművi válasz és sérülékenység elemzésére (ideértve a szükséges szerkezeti szilárdsági számításokat),
- c) a vonatkozó eseményláncok (PSA-modell) kidolgozására és kiértékelésére.

Rendszertechnikai elemzéssel megvizsgálják, hogy mely nehéz terhek (például reaktortartály-fedél, fűtőelem-konténer, biológiai védőszerkezet) leesése vagy leejtése válthatja ki a kritikus biztonsági funkciókat ellátó rendszerek, rendszerelemek vagy szerkezetek sérülését, vagy okozhatja közvetlen mechanikai hatáson keresztül fűtőelemek sérülését. A felmérés eredményeit a létesítés különböző fázisaiban, valamint az üzemeltetés során helyszíni bejárással ellenőrzik és pontosítják. A potenciálisan veszélyes teherleesések hatását, következményeit részletesen vizsgálják, ha és amennyiben valószínűségi alapon nem szűrhetők ki a további vizsgálatok köréből.

A nehéz terhek leejtési lehetőségének felmérése során figyelembe veszik az állandó és ideiglenes telepítésű emelőszerkezeteket, valamint ezek hatókörét. A tehermozgatási műveleteket a teljesítményüzemre, illetve a leállási üzemállapotokra kidolgozott emelési és tehermozgatási technológiák felhasználásával részletesen analizálják, a tervezés időszakában végzett elemzés esetén a tervekben rendelkezésre álló információk által megszabott terjedelemben és mértékig.

A tehermozgatási műveletek vizsgálata során az összes szállítási útvonalat felméri, és szállítási útvonalanként a legnagyobb teher mozgatóját és leesését feltételezik, és meghatározzák a teherleesés épületekre, rendszerelemekre és ezen keresztül az erőmű biztonságára gyakorolt hatását.

3.5. Külső veszélyek elemzése

3.5.1. Általános ajánlások

A PSA-ban részletesen vizsgálják a külső veszélyek hatását az erőmű összes üzemállapotában és valamennyi szóba jöhető radioaktivitás-kibocsátási forrás esetén.

A szóba jöhető veszélyek teljes körét vizsgálják, és bemutatják az elemzés teljes körűségét a vizsgált külső veszélyek tekintetében. Az elemzés kiterjed legalább az alábbi természeti és emberi eredetű külső veszélyekre:

Természeti eredetű külső veszélyek:

- a) földrengés,
- b) külső elárasztás,
- c) szélsőségesen magas, illetve szélsőségesen alacsony környezeti hőmérséklet,
- d) szélsőséges szélterhelés (egyenes szél),

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- e) szélsőséges esőzés,
- f) szélsőséges hőterhelés és jegesedés,
- g) szélsőséges hűtővíz-hőmérsékletek és jégtorlaszok,
- h) szárazság,
- i) villámcsapás,
- j) homokvihar,
- k) tornádó.

Emberi eredetű külső veszélyek:

- a) repülőgép-becsapódás,
- b) szállítási tevékenység a telephely közelében (közúti, folyami és vasúti szállítás),
- c) erdő- és parkolótűz,
- d) ipari tevékenység a telephely környezetében,
- e) katonai tevékenység,
- f) elektromágneses interferencia (például rádió, radar, mobiltelefon),
- g) telephelyi tevékenység, amely tüzet, robbanást vagy az atomerőművet veszélyeztető egyéb veszélyt okozhat,
- h) fel-és alvízi létesítmények sérülése, vízkivételt veszélyeztető elzáródás, káros anyag bejutása,
- i) kapcsolódó külső távvezeték-hálózatok zavarai, ideértve azok tartós és teljes üzemképtelenségét.

Az elemzést a következő fő lépésekben végzik:

- a) adatgyűjtés a külső veszélyekről,
- b) külső veszélyek meghatározása,
- c) külső veszélyek szűrése,
- d) külső veszélyek burkoló és részletes elemzése.

A külső veszélyek elemzéséhez a következő adatokat gyűjtik össze:

- a) a tervezési adatokat, különös tekintettel, a külső veszélyekkel szembeni védelem biztosítására alkalmazott tervezési megoldásokra,
- b) az épület-, rendszer-, rendszerelem-tervrajzokat,

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- c) a külső veszélyekkel szembeni védelem erőművi dokumentumait (pl. különböző elhárítási tervek),
- d) történelmi adatokat és információkat a külső veszélyek fellépéséről visszamenőleg,
- e) potenciálisan veszélyt okozó forrásokat (pl. telephely közelében elhelyezkedő ipari létesítmények) és azok jellemzőit.

A veszélyek meghatározását az erőmű telephelyi adottságai és jellemzői figyelembevételével hajtják végre. A vizsgálat kiterjed a veszélyek egyedi és együttes fellépésére.

Az együttesen fellépő (többszörös) veszélyek között indukált (egymás által kiváltott, megjelenésük között korreláció feltételezhető) és kombinált (egymással ok-okozati összefüggésben nem lévő, megjelenésük között korreláció nem feltételezhető) veszélyeket egyaránt figyelembe vesznek.

A veszélyek meghatározásakor igazolják, hogy a kijelölt egyszeres és többszörös veszélyek az adott telephelyen feltételezhető veszélyek teljes terjedelmét lefedik.

A veszélyek szűrésével biztosítják, hogy a részletes elemzés a kockázat szempontjából fontos veszélyekre irányuljon.

A szűrés során minőségi és mennyiségi szűrési elveket és szűrési kritériumokat használnak fel. Mennyiségi (numerikus) szűrést alkalmaznak a minőségi alapon nem kiszűrhető egyedi, valamint az azonosított többszörös veszélyek esetén.

A szűrési kritériumok alkalmazhatóságát indokolják, valamint igazolják, hogy a kiszűrt veszélyekből származó kockázat elhanyagolható mértékű.

A külső veszélyeket az alábbi szűrési kritériumok alapján zárják ki a további részletes elemzésből:

- a) A vizsgált esemény potenciális károkozó hatása lényegesen kisebb, mint a tervezési alapon szereplő valamely eseményeké.
- b) A vizsgált esemény fellépésének várható gyakorisága lényegesen kisebb, mint valamely más, hasonló mértékű bizonytalansággal jellemzett, nem kiszűrt eseményé és a várható következményei kevésbé súlyosak, mint e ki nem szűrt eseményé.
- c) A vizsgált esemény nem releváns az adott erőmű és telephelye szempontjából (például a fellépés távolsága miatt hatása elhanyagolható).

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- d) A vizsgált eseményt tartalmazza (burkolja) egy másik, nem kiszűrt esemény.
- e) A vizsgált esemény fellépése az időben lassú, elhúzódó folyamat, és igazolható, hogy ezen idő alatt a veszély forrása megszüntethető, vagy a veszély következményeinek elhárítására a felkészülés végrehajtható, és az erőmű biztonságos állapotra hozható és ott tartható.

A szűrés után fennmaradó külső veszélyeket további, burkoló jellegű és/vagy részletes elemzésnek vetik alá. Ennek során meghatározzák a külső veszélyek által kiváltott erőművi tranzienseket, valamint a veszélyeknek a tranziensek kezelésére szolgáló automatikus és kézi beavatkozásokra gyakorolt közvetlen hatását.

Ha és amennyiben a burkoló jellegű vizsgálat kimutatja, hogy az adott, közelítő feltételezésekkel jellemzett külső veszélynek jelentős mértékű kockázati hatása van, akkor a feltételezések pontosítása után részletesebb elemzést végeznek a kockázat pontosabb meghatározása céljából.

A külső veszélyek részletes hatásvizsgálatát az alábbi fő lépések szerint végzik:

- a) Veszélyeztetettség-elemzés az adott veszélyre jellemző veszélyeztetettségi görbe előállítására:

A veszélyeztetettségi görbe a külső esemény intenzitását jellemző paraméter (mint az erőművet érő terhelés jellemzője) adott értékét meghaladó érték fellépésének várható gyakoriságát adja meg a definiált paraméter értékének függvényében. A veszélyeztetettségi görbét az erőműspecifikus telephelyi adottságok és jellemzők valószínűségi alapú értékelése alapján számítják ki. A számítások során a pontértékszámítás és a bizonytalansági elemzés lehetővé tétele érdekében meghatározzák az átlagos veszélyeztetettségi görbét és a különböző konfidenciaszintekhez tartozó veszélyeztetettségi görbéket.

- b) Erőművi válasz és sérülékenység elemzése:

Meghatározzák az adott külső esemény által kiváltott erőművi tranzienseket, az esemény következménycsökkentő (biztonsági) rendszerek működésére és operátori tevékenységre gyakorolt hatását. Számszerűsítik a tranziensek, következménysérülések és kezelői hibák feltételes valószínűségét.

- c) PSA-modell kidolgozása és kiértékelése:

Kidolgozzák a külső veszély által indukált baleseti folyamatok eseményláncmodelljeit, és elvégzik annak eseménylogikai és numerikus kiértékelését, amelynek eredményeként előállítják a zónasérülés és a

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

radioaktivitás-kibocsátás valószínűségi jellemzőit. A PSA-modell kidolgozása során felhasználják a belső eseményekre kidolgozott eseménylogikai modelleket. A numerikus értékelés bemenő adatait reális, valósághű adatokra és feltételekre alapozzák.

3.5.2. *Specifikus ajánlások*

A külső veszélyek elemzése során a következő, a veszély jellegének megfelelő specifikus ajánlásokat veszik figyelembe.

Minden egyes veszély esetén meghatározzák a zónasérülés és radioaktivitás-kibocsátás gyakoriságát az adott veszélyből adódóan (1. és 2. szintű PSA).

3.5.2.1. Földrengés

A földrengés-PSA során bemenő információként felhasználják a földrengéssel szembeni védelem determinisztikus biztonsági elemzésének eredményeit, valamint a belső események valószínűségi biztonsági elemzésének modelljét és eredményeit.

A földrengésveszély – mint külső esemény – elemzése során először telephely-specifikus valószínűségi földrengésveszély-elemzéssel meghatározzák egy jellemző földmozgási paraméter (például maximális szabadfelszíni gyorsulás) adott értékét meghaladó földrengés előfordulási gyakoriságát leíró veszélyeztetettségi görbét a kapcsolódó – jellemzően egyenlő meghaladási valószínűségű – válaszspektrummal és a legfontosabb szeizmogén forrás jellemzőivel együtt.

A földrengésveszély elemzése során valószínűségi veszélyeztetettség-elemzéssel igazolják, hogy a földrengés következtében kialakuló talajfolyósodás esetében műszaki megoldás alkalmazása után a lokális talajfolyósodás valószínűsége kisebb, mint 10^{-6} /év tekintettel a szakadákszél hatásra.

Az átlagos veszélyeztetettségi görbét és – teljes körű bizonytalansági elemzés lehetővé tétele érdekében – a különböző konfidenciaszintekhez tartozó veszélyeztetettségi görbéket meghatározzák. A valószínűségi földrengésveszély-elemzésben az aleatorikus és az episztemikus bizonytalanságot is értékelik.

A folyamat- és rendszer-elemzések során meghatározzák a földrengés által kiváltott tranzienseket és az tranziensek következményeinek elhárítására szolgáló rendszerek, rendszer-elemek és szerkezetek földrengés által indukált (szeizmikus) meghibásodási módjait.

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

A szeizmikus meghibásodási módokhoz tartozóan részletes elemzést végeznek a rendszerek, rendszerelemek és szerkezetek erőműspecifikus, valószínűségi szeizmikus sérülékenységi görbéinek meghatározása céljából.

A szeizmikus sérülékenységi elemzés bemenő információjaként az adott rendszer, rendszerelem és szerkezet beépítési helyére átszámított, valószínűségi szeizmikus válaszspektrumot használnak.

Átlagos sérülékenységi görbét és különböző konfidenciaszintekhez tartozó sérülékenységi görbéket egyaránt meghatároznak. A sérülékenységi jellemzések az események véletlenszerűségéből származó aleatorikus és az ismeretek korlátosságából származó episztemikus bizonytalanságot is figyelembe vesznek.

A földrengés PSA-modelljének kidolgozása és kiértékelése a rendszerek, rendszerelemek és szerkezetek szeizmikus és véletlen meghibásodásból származó hibamódjainak együttes számbavételével történik.

A földrengés-PSA elvégzésekor kiemelt figyelmet fordítanak az emberi megbízhatóság vizsgálatára, azaz a kezdeti eseményt követő operátori beavatkozások lehetőségeinek és feltételeinek meghatározására az erős szeizmikus mozgások által befolyásolt környezeti körülmények között.

A tervezés során készített földrengés-PSA-t a létesítés későbbi szakaszaiban aktualizálják a helyszíni bejárások eredményeinek felhasználásával, ideértve a földrengés által potenciálisan kiváltható elárasztások és tüzesetek felmérését.

3.5.2.2. Külső elárasztás

A külső elárasztás elemzésének bemenő információjaként becslést adnak a végső hőelnyelőt biztosító hűtővízforrás (Duna) vízforgalmi jellemzőinek szélsőséges értékeire. Ennek során meghatározzák a víz hullámok magasságát és periódusát, az ár hullám kialakulásának és fennállásának időtartamát. Az egyes vízforgalmi jellemzők értékeihez tartozó meghaladási gyakoriságot – azaz a veszélyeztetettség görbét – valószínűségi veszélyeztetettség-elemzéssel határozzák meg, ideértve a meghaladási gyakoriság bizonytalanságának becslését.

Ezt követően meghatározzák, hogy az egyes vízszintek esetén milyen feltételes valószínűséggel következik be a biztonsági rendszerek, rendszerelemek és szerkezetek elárasztás okozta funkcióellátási meghibásodása. Ezen információkat – mint sérülékenységi görbéket – felhasználva elvégzik az 1. és 2. szintű valószínűségi biztonsági elemzést, ideértve a pontértékszámítást, valamint a bizonytalansági és érzékenységi vizsgálatokat.

3.5.2.3. Szélsőséges levegőhőmérsékletek

A PSA bemenő információjaként meghatározzák a levegőhőmérséklet szélsőségesen magas és alacsony értékeihez tartozó veszélyeztetettségi görbéket, az egyes hőmérsékletek fennállása várható időtartamának figyelembevételével.

Ezen külső hőmérsékleti veszélyeztetettségi görbék – mint kezdeti események és jellemzőik – felhasználásával és a hőmérsékletterhelési kapacitás figyelembevételével határozzák meg az érintett biztonsági rendszerek, rendszerelemek és szerkezetek sérülési valószínűségét (sérülékenységi görbéit), és végzik el az 1. és 2. szintű PSA-t.

3.5.2.4. Szélsőséges szélterhelés

A PSA bemenő információjaként meghatározzák a telephelyen várható maximális szélsőségesre vonatkozó veszélyeztetettségi görbét, figyelembe véve a szélsőséges-időtartamot.

A terhelések között figyelembe veszik a tornádók hatásait. A tornádók jellemzésére a forgási sebességüket, nyomáskülönbségüket, útvonaluk területét és a hatásukra kialakuló repülő tárgyak kinetikus potenciálját (sebesség, tömeg, méret) használják.

A szélsőséges szélterhelés elemzése során meghatározzák a biztonsági rendszerek, rendszerelemek és szerkezetek sérülékenységi görbéit. Kiemelten vizsgálják a szélsőséges szélterhelés hatását a biztonsági rendszereket, rendszerelemeket befoglaló épületekre és határoló elemekre (például falak, tetőszerkezetek) és az egyéb kültéri szerkezetekre, rendszerekre.

Sérülésként a közvetlen szélhatásból eredő meghibásodáson, káron túl a szél/tornádó által indukált további lehetséges eseményeket (például homokvihar, repülő tárgyak létrejötte) és hatásait számba veszik.

Azon épületeken belüli rendszerek, rendszerelemek és szerkezetek sérülését szűrik ki a részletes sérülékenységi elemzésből, amelyek befogadóépületeire igazolható, hogy sérülés nélkül ellenállnak mind a közvetlen szélhatásnak, mind az indukált terhelésnek.

3.5.2.5. Egyéb természeti eredetű külső veszélyek

Az előzetes vizsgálatok során nem kiszűrt egyéb természeti eredetű külső veszélyekre meghatározzák az adott veszélyt jellemző adatokat, amelyek felhasználásával elvégzik a további hatásvizsgálatokat.

Az elemzés e veszélyek esetén magába foglalja a következőket:

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- a) a veszélyeztetettség elemzését (veszélyeztetettségi görbe meghatározását),
- b) az erőművi válasz és sérülékenység elemzését (ennek részeként a sérülési valószínűségi, illetve sérülékenységi görbék meghatározását),
- c) a PSA-modell kidolgozását és kiértékelését (végesemények valószínűségi jellemzőinek számítását)

3.5.2.5.1. Szélsőséges esőzés, havazás

A külső veszélyeztető tényezők között számításba veszik a szélsőséges csapadéktevékenység hatását, ideértve a különböző időtartamú intenzív csapadékhullásokból származó (mm-ben kifejezett) csapadékmennyiségét.

A szélsőségesen nagy csapadékmennyiség hatásának értékelésekor legalább az elárasztással, az épületek tetőszerkezetét érő terheléssel, a légbeszívó, -kifúvó nyílások és egyéb épületnyílások eltömődésének lehetőségével számolnak.

3.5.2.5.2. Szárazság

A vízállások történeti adatait felhasználva becslést adnak a végső hőelnyelőt biztosító hűtővízforrás (Duna) szélsőségesen alacsony vízszintjénél kisebb vízszint fellépésének gyakoriságára, azaz meghatározzák az alacsony vízállás veszélyeztetettségi görbáját.

3.5.2.5.3. Villámcsapás

A villámcsapás által okozott kockázat becsléséhez felméri a villámcsapás elsődleges és másodlagos hatásait, figyelembe véve a villámvédelem tervezési adatait.

A villámcsapás mint veszélyforrás jellemzése a többi külső veszélytől eltérő elemzési módszertant igényel:

- A villámcsapás nem jellemezhető egyetlen paraméterrel, hanem számos paraméterrel együttesen.
- A villámparaméterek között fontos szerepet játszó villámáram esetén a legmagasabb áramerősség kiválasztása nem jelent automatikusan konzervatív megközelítést, mivel az extrém magas villámáramú villámok nagy bizonyossággal a szellőzőkéményekbe csapnak, amelyek biztonságosan levezetik a villámáramot, míg az extrém alacsony villámáramú villámoknak nincs számottevő károsító hatása.

A hatásvizsgálat során kiemelt figyelmet fordítanak a villamos és irányítástechnikai rendszerek, rendszerelemek tervezési és minősítési alapadataira.

3.5.2.6. Emberi eredetű külső veszélyek

Az előzetes vizsgálatok során nem kiszűrt emberi eredetű külső veszélyekre meghatározzák az adott veszélyt jellemző adatokat, amelyek felhasználásával elvégzik a további hatásvizsgálatokat.

Az elemzés e veszélyek esetén magába foglalja a következőket:

- a) a veszélyeztetettség elemzését (veszélygyakoriság, illetve veszélyeztetettségi görbe meghatározását),
- b) az erőművi válasz és sérülékenység elemzését (ennek részeként a sérülési valószínűségi, illetve sérülékenységi görbék meghatározását),
- c) a PSA-modell kidolgozását és kiértékelését (végesemények valószínűségi jellemzőinek számítását).

3.5.2.6.1. Repülőgép-becsapódás

A repülőgép-becsapódásból származó kockázat mértékének reális meghatározása céljából felméri a katonai és polgári légi forgalmat, illetve a különböző repülőgéptípusok jellemzőit, majd ezen információk alapján definiálják az elemzés körébe bevont repülőgép-kategóriákat.

A kategorizálás alapjául a repülőgépek tömegét és várható becsapódási sebességét, üzemanyag-mennyiségét és a becsapódás következményeit befolyásoló egyéb tényezőket vesznek figyelembe.

Az elemzés elvégzésekor az egyes repülőgép-kategóriákra meghatározzák a várható becsapódási gyakoriságot, amelyhez felhasználják a rendelkezésre álló tapasztalati baleseti adatokat.

A repülőgép-becsapódás hatásának vizsgálatokor figyelembe veszik a következő szerkezeti, rendszer- és rendszerelem- sérüléseket:

- a) az épületek különböző sérülési módjából eredeztethetőket (rezgés, átszakadás, törés),
- b) a becsapódás által indukált közvetett hatásokból eredeztethetőket (repülő tárgyak, tűz).

A sérülések körének és valószínűségének meghatározása a becsapódási szög és a becsapódási sebesség eloszlására való tekintettel történik.

3.5.2.6.2. Kapcsolódó külső távvezeték-hálózat zavarai

A külső távvezeték-hálózat zavarának tekinthető minden olyan hálózati zavar, amely az atomerőmű normál működését megzavarja (például a külső hálózat összeomlása a névleges frekvenciától való jelentős eltérés, névleges feszültség szinttől való jelentős eltérés, szinkronjárástól való jelentős eltérés,

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

stb. miatt) és az atomerőmű saját telephelyén belül a zavart elhárítani nem képes.

A külső távvezeték-hálózat zavarának tekinthető minden olyan zavar (a külső hálózat normál üzemi paramétereinek eltérése például a névleges frekvenciától való jelentős eltérés, névleges feszültség szinttől való jelentős eltérés, szinkronjárástól való jelentős eltérés, stb. miatt), amely hatással lehet az atomerőmű üzemére, illetve az atomerőmű villamos hálózatról való leszakadását eredményezheti.

A zavar forrása lehet természeti eredetű (pl.: extrém időjárási viszonyok, villámcsapás, stb.) vagy emberi tevékenységből származó.

A kapcsolódó külső távvezeték-hálózat sérülésének valószínűségét a releváns regionális és országos statisztikák alapján határozzák meg.

Az ilyen típusú kezdeti események vizsgálata során fontos figyelembe venni, hogy a többi külső veszélyhez hasonlóan ez a kezdetiesemény-típus érintheti valamennyi blokkot egyszerre.

3.5.2.6.3. Fel-és alvízi létesítmények sérülése

A fel- és alvízi létesítmények sérülése a külső elárasztások csoportjába tartozó, emberi tevékenységből származó külső veszély. A fel- és alvízi létesítmények sérülésének forrása lehet természeti eredetű vagy emberi tevékenységből származó.

Fel- és alvízi létesítmények sérülésének vizsgálata során figyelembe kell venni az extrém alacsony (pl.: földrengés által kiváltott gátsérülés, magaspart-csuszamlás, vagy jégtorlaszok), és az extrém magas vízállást (pl.: duzzasztó átszakadása), továbbá az árhullám-kialakulás, valamint az éghajlatváltozási tendenciák által képviselt veszélyeket. A vizsgálatok során nemcsak az erőmű közvetlen környezetében, de a földrajzilag távolabb eső létesítményeket is figyelembe kell venni, amelyek hatással lehetnek az erőműre.

3.5.2.6.4. Telephelyhez közeli ipari, szállítási és katonai tevékenységek

A PSA-ban a külső veszélyek között részletesen vizsgálják az atomerőmű környezetében található ipari létesítményekből, katonai tevékenységből, szállításból, termékvezetékéből származó közvetlen (például veszélyes anyagok légköri terjedése) és közvetett (például robbanás által kiváltott erdőtűz) hatások lehetséges következményeit.

Az elemzésbe bevonják a telephelyen vagy környezetében üzemelő egyéb nukleáris létesítményeket, mint veszélyeztető tényezőket.

3.5.2.6.5. Telephelyi veszélyes tevékenységek

Hasonlóan a környező ipari létesítmények hatásának elemzéséhez, a PSA-ban a külső veszélyek között vizsgálják az atomerőmű telephelyén található veszélyforrásokból (például csővezetéktrükkökből), veszélyes tevékenységekből (például szállításból) származó kockázatot.

3.5.2.6.6. Elektromágneses interferencia

A PSA-ban megvizsgálják a villamos és irányítástechnikai rendszerek és rendszerelemek tervezési és minősítési adatait az elektromágneses interferenciával szembeni védelem szempontjából. Ha nem igazolható a magas szintű védelem, akkor meghatározzák az e veszélyforrásból származó kockázat mértékét.

3.6. Konténmentelemzés

A 2. szintű PSA-ban az eseményláncok végállapotaként a konténmentből történő radioaktivitás-kibocsátást definiálják, amelynek különböző kategóriáit különböztetik meg a kibocsátások összetétele, nagysága és időbeli változása függvényében.

A konténmentelemzés során kijelölik és modellezik azokat a rendszereket, rendszerelemeket, szerkezeti elemeket, eljárásokat – kiemelten a súlyosbaleset-kezelési eljárásokat – és kezelői beavatkozásokat, amelyek a súlyosbaleseti folyamatok lefolyását, a konténment funkcióinak teljesítését és a radioaktív anyagok konténmenten belüli terjedését befolyásolják.

3.6.1. Kapcsolat az 1. és 2. szintű PSA között

Az 1. szintű PSA nagy számú baleseti folyamatot azonosít, amelyek zónasérüléshez vezetnek. A 2. szintű PSA-ban nem szükséges, különösen a teljes teljesítményű állapot PSA-jához, minden baleseti folyamatot külön kezelni a baleset előrehaladásának, a konténment válaszána és a radioaktív kibocsátás értékelése során.

Az 1. és 2. szintű PSA összekapcsolása történhet:

- teljesen szeparált modellekkel (pl.: 1. szintű PSA modell, interfész PSA modell, 2. szintű PSA modell),
- részben szeparált modellekkel (pl.: integrált interfész és 1. szintű PSA modell és különálló 2. szintű PSA modell)
- Integrált modellekkel, melyekben az 1. szintű, interfész és 2. szintű PSA egyetlen modellben jelenik meg. Az integrált modelleken alapuló módszerek tovább bonthatók:

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- Csoportosítás nélküli megközelítés, melynél a zónasérüléssel járó végállapotokat közvetlenül tovább vezetik a 2. szintű PSA terjedelmébe tartozó modellrészekre
- Csoportosítást alkalmazó megközelítés, melynél a konténment-eseményfák csoportjai közvetlenül kapcsolódnak az 1. szintű PSA eseményláncaihoz, és a konténment-rendszerek bekerülnek a konténment-eseményfába

A nem integrált modellek esetén a baleseti folyamatokat erőműsérülési állapotokba csoportosítják oly módon, hogy az adott erőműsérülési állapotba tartozó összes balesetet azonos módon lehessen kezelni/modellezni a 2. szintű PSA céljaira.

Az erőműsérülési állapotok (továbbiakban PDS) olyan baleseti folyamatok csoportját képviselik, amelyek hasonló időbeli lefolyással rendelkeznek, és hasonló terhelést jelentenek a konténmentre nézve, ezért az események hasonló előrehaladásával és hasonló radioaktivitás-kibocsátási forrással rendelkeznek.

Az erőműsérülési állapotok kapcsolatot biztosítanak az 1. és 2. szintű elemzések között a kezdeti és peremfeltételek meghatározásával a 2. szintű elemzések számára. Az erőműsérülési állapot definiálásának kritériuma a hibaállapot hasonlósága az alábbiak szempontjából:

- a) a baleset további előrehaladása a reaktorban/pihentető medencében/stb.,
- b) az aktív és passzív konténmentrendszerek működőképessége,
- c) a konténment válasza a balesettel járó terhelésekre.

3.6.2. Erőműsérülési állapotok definiálása

3.6.2.1. PDS-ek meghatározása a névleges üzemállapotra

Azonosítani kell a baleset előrehaladásának azon attribútumait, amelyek befolyásolják a baleset időbeli lefolyását, a konténment válaszát és a radioaktív anyagok környezetbe bocsátását. Az erőműsérülési állapotok attribútumai peremfeltételeket szolgáltatnak a súlyosbaleseti elemzések elvégzéséhez.

Az erőműsérülési állapotok meghatározásánál figyelembe kell venni a berendezéseknek és rendszereknek az 1. szintű PSA-ban azonosított meghibásodásait, amelyek befolyásolhatják vagy a konténment terhelését vagy a radioaktív anyagok kibocsátását. A meghatározás során az alábbi szempontokat veszik figyelembe:

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- a) A kezdeti esemény típusa, amely például befolyásolja a konténmentbe kijutó hűtőközeg tömegáramát, a zónaolvadás és a hidrogénkeletkezés lefolyását és a radioaktív anyagok kibocsátásának időpontját.
- b) A zónahűtés-funkció hibamódja, amely befolyásolja a zónaolvadás időpontját.
- c) A fűtőelem-sérülés mértéke.
- d) A primerköri nyomás értéke a zónaolvadás bekövetkezésekor és a biztonsági vagy lefúvatószelepek és egyéb komponensek (aktív és passzív szekunderoldali hűtés) állapota, amelyek módosíthatják a reaktortartály nyomását a reaktortartály-fenek sérülése előtt. A reaktortartály nyomását a folyamat elemzésekor figyelembe kell venni. A nyomást befolyásolja a kezdeti esemény és a nyomáscsökkentő rendszerek működőképessége.

Amennyiben az 1. szintű PSA zóna-, illetve fűtőelem-sérüléssel szembeni eseménylancainak erőműsérülési állapotokba sorolásához olyan C típusú emberi hibák modellezésére és számszerűsítésére is szükség van, amelyek az 1. szintű PSA modelljében nem szerepelnek, akkor az e hibákra vonatkozó emberi megbízhatósági elemzést az 1. szintű PSA-ban alkalmazott módszerekkel végzik el.

A konténment biztonsági rendszerei és azok esetleges kezdeti sérülései (külső veszélyek esetén) nagy jelentőséggel bírnak a konténmentválasz meghatározásakor, és ezeket a biztonsági rendszereket figyelembe kell venni a baleseti folyamatok erőműsérülési állapotokba csoportosításakor, mivel befolyásolhatják a konténment hűtését, a radioaktív anyagok eltávolítását, a jelen levő éghető gázok keveredését, stb.

Az erőműsérülési állapotok egyéb attribútumai fontosak lehetnek a PSA néhány alkalmazásában, például, ha a PSA-t arra használják, hogy segítse a balesetkezelési intézkedések meghatározását, akkor az elektromos betáplálás állapotát figyelembe kell venni, mivel erre az információra szükség lehet későbbi műveletekhez. Annak részletei, hogy ezeket a jellemzőket hogyan veszik figyelembe, függhet az 1. és 2. szintű PSA összekapcsolásához használt metodológiától, azonban ezt a kérdést kezelni kell függetlenül az alkalmazott metodológiától.

3.6.2.1.1. PDS konténment megkerüléssel (bypass)

A konténment-bypass-t tartalmazó erőműsérülési állapotoknál a fő szempont azon attribútumok azonosítása, amelyek a radioaktív anyagok

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

koncentrációjának csökkenésével járnak a kikerülési útvonal mentén, vagy amelyek a kibocsátás időpontjára vannak hatással.

A segédépületbe vagy melléképületbe irányuló szivárgásnál figyelembe veszik az üzemzavari elszívó szűrőrendszerek, a fűtés, a szellőzés és a légkondicionálás állapotát, vagy hogy a szivárgás víz alatt történik-e vagy sem.

3.6.2.1.2. Belső és külső veszélyek

A 2. szintű PSA belső és külső veszélyekre történő kiterjesztésének érdekében, figyelembe kell venni ezen veszélyek hatását azokra a rendszerekre, amelyek szükségesek a súlyos balesetek következményeinek csökkentéséhez, ideértve azokat a rendszereket, amelyek támogatják az operátori beavatkozásokat, valamint a hatásukat a konténment integritására. Ez néhány esetben egy új, eltérő PDS meghatározásához vezethet.

3.6.2.1.3. PDS-szűrési módok

Ha az összes tényező és paraméter figyelembevételével, amelyek hatással vannak a 2. szintű PSA-ra, túl nagy számú PDS-t eredményez, azt kezelhető mennyiségűre csökkentik.

A PDS-ek számának csökkentésére tipikusan két módszert alkalmaznak:

- a) A hasonló PDS-ek összevonása és burkolóelemzés végzése a reprezentatív folyamat kiválasztására, amely jellemzi az adott PDS-t a 2. szintű PSA céljára.
- b) A levágási frekvencia alkalmazása, amivel a kevésbé fontos erőműsérülési állapotok kiszűrhetők. Ez esetben az elemzésből kiszűrt végállapotokat a legnagyobb kibocsátáshoz kell csoportosítani, és az eredményekben be kell mutatni, hogy a legnagyobb kibocsátás mekkora része nem elemzett.

3.6.2.2. PDS-ek meghatározása csökkentett teljesítményű és leállási üzemiállapotokra

Az üzemiállapotok és a teljesítményszint vonatkozásában a 2. szintű PSA-ban levő különbségek a vízkészletekben, a primerköri és a konténmentrendszer állapotában levő különbözőségekből származik. A teljes teljesítményű feltételekre meghatározott erőműsérülési állapotokat körültekintéssel kell alkalmazni a csökkentett teljesítményű és leállási állapotokra, ha a konténment nyitva lehet, vagy nincs inertizálva.

A teljes teljesítményű feltételekre vonatkozó 2. szintű PSA számára meghatározott erőműsérülési állapotok közvetlen használata adott esetben

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

nem lehetséges. A csökkentett teljesítményű és leállási állapotokhoz tartozó sajátos feltételek általában további attribútumok azonosítását teszik szükségessé, amelyek nem alkalmazhatók a teljes teljesítményű üzemállapotra.

A csökkentett teljesítményű és leállási állapotokra további erőműsérülési állapotokat kell meghatározni, ha olyan lényeges különbségek léteznek, amelyek jelentős hatással vannak az erőmű súlyos baleset közbeni viselkedésére, vagy ha egyéb ok áll fenn az adott állapot pontosabb leírására. Nyomott vizes reaktorok esetében példát jelentenek a nyitott primerkörös esetek (pl. a reaktorfedél levételekor vagy átrakás során) vagy a nem izolált konténment (pl. néhány átrakási művelet során). Így további attribútum, amit figyelembe lehet venni a csökkentett teljesítményű vagy leállási PSA-ban erőműsérülési állapot meghatározásakor: a konténment állapota és a hűtőközeg vízszintje.

3.6.2.3. A kiégettűtőelem-tárolót érintő súlyos balesetek

Mivel a kiégett fűtőelemekben jelentős mennyiségű radioaktív anyag tárolódik, a kiégettűtőelem-tároló elemzését figyelembe kell venni mind a teljes teljesítményű, mind a leállási PSA-ban. Az kiégettűtőelem-tárolót érintő súlyos balesetek kialakulhatnak hűtőközegvesztés vagy a hűtéskimaradás, valamint belső és külső veszélyek (pl. tűz, földrengés) következtében. A metodika hasonló, mint a reaktor-PSA esetében: a kiégettűtőelem-tárolót érintő 1. szintű baleseti folyamatokat PDS-ekbe kell csoportosítani, hogy a 2. szintű PSA céljaira kezelhetők legyenek.

3.6.2.4. A PDS-gyakoriságok számszerűsítése

3.6.2.4.1. Az 1. és 2. szintű PSA közötti kapcsolat a PDS-gyakoriságok számszerűsítésére

A PDS-elemzés célja az 1. szintű baleseti elemzésből származó azon eseményláncok kombinálása, amelyek hasonló súlyosbaleseti lefolyást, konténmentválaszt és környezet felé történő hasadásitermék-kibocsátást eredményeznek.

A PDS-csoportosítás megvalósításához az 1. szint eredményeit rendezik azon erőművi rendszerek fizikai állapota szerint, amelyek igénybe voltak véve a zónasérülés bekövetkezte előtt, és azon rendszerek rendelkezésre állása szerint, amelyek működésbe hozhatók a zónasérülést követően a baleset leállításához vagy a következmények csökkentéséhez.

Ellenőrizni kell a különböző zónasérülési folyamatok összevonására használt kritériumokat annak biztosítása érdekében, hogy az erőműnek a súlyos balesetek lefolyását, a konténment választ és a hasadási termékek kibocsátást befolyásoló jellemzői helyesen legyenek figyelembe véve.

3.6.2.4.2. A PDS-gyakoriságok számítási módszereinek jellemzői

A PDS-definíciók 'rendszer rendelkezésre állás' vonatkozása többféle módon kezelhető:

- a) az 1. szintű eseményfák kiterjesztésével, hogy tartalmazza a konténmentrendszerek rendelkezésre állását kezelő csúcseseményeket úgy, hogy a rendszerek hibái hozzáköthetők legyenek és a függőségek figyelembe vehetők legyenek az értékeléshez.
- b) az összes rendszer (konténment és egyéb következménycsökkentő rendszerek) modellezése a konténment-eseményfában, jóllehet figyelni kell az 1. szint folyamataival való kapcsolat biztosítására, például, hogy fennmaradjanak a közös támogató rendszerek függőségei.

3.6.2.4.3. Gondos PDS-szűrési eljárás

A szűrési módszer bizonytalanságot vezethet be a PDS-ek számszerűsítésébe, ezért az 1. szintű PSA-eseményláncok szűrése levágási kritériumok alapján nem megengedhető, mielőtt az eseményláncokat erőműsérülési állapotokba sorolnák. A PDS-ek szűrését csak azután végzik el, miután azokat az 1. szintű eseményláncok csoportosításával létrehozták.

3.6.3. Konténmentviselkedés és -integritás értékelése

A konténmentviselkedés értékelésének elsődleges célja, hogy a konténment szivárgásának vagy sérülési módjainak (mechanizmusainak) realisztikus jellemzését és kritériumait dolgozza ki súlyosbaleseti körülmények között. A konténment tervezési kritériumai általában nem megfelelő mértékek a konténment teherbíró képességére az ezekben az értékekbe foglalt biztonsági tényezők miatt.

A konténment nyomásterhelhetőségének végső értéke olykor sokszorosán meghaladja a tervezési értéket. A konténment tervezési korlátai adott esetben nem veszik figyelembe a zord környezeti feltételeket, amelyek kialakulhatnak a konténmenten belül egy súlyosbaleseti folyamat során, ezért az elemző részéről teljesen új hibamódok megfontolását igényelhetik.

3.6.3.1. Az előfeszített beton-konténment értékelése

Információkat kell szolgáltatni a konténment szerkezeti kialakításáról, amelyek szükségesek a konténmentviselkedés, -integritás értékeléséhez. Ezek tartalmazzák az alábbiakat:

- a) a konténment építészeti kialakítása, építőanyagai és vasalása, tendonok elhelyezkedése, mérete, horgonyzása és előfeszítése,

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- b) a konténment burkolat kialakítása a konténment falán áthaladó átvezetések tekintetében,
- c) az összes különböző méretű átvezetés, azok elhelyezkedése a konténment szerkezetében és a helyi megerősítés (pl. a berendezések és a személyzet számára szolgáló nyílások, csőátvezetések, elektromos eszközök átvezetései, szellőzőrendszer átvezetései)
- d) az átvezetések tömítésének kialakítása és anyagai, és
- e) helyi diszkontinuitások a konténment szerkezetében (pl. alakátmenetek, falak és padlók csatlakozásai, változások az acélköpenyben vagy betonvasalásban)

3.6.3.1.1. A konténment végső nyomásterhelhetőségének értékelése tervezésen túli körülmények mellett

A konténment elemzések során külön vizsgálat tárgyát képezi a statikus/kvázi statikus nyomásra, valamint a gyors/dinamikus (pl.: robbanás) hatásokra adott konténment válaszok vizsgálata.

A konténmentnek a fellépő terhelésre adott szilárdsági válaszában elemzése tartalmazza a konténment szerkezet és a szomszédos belső és külső szerkezetek közötti kölcsönhatást, ideértve a reaktortartályt és talapzatot, a segédépületeket és a konténment határán átvezető csővezetéseket.

Ajánlott, hogy a konténment sérülési kritériumok kidolgozásához használt elemzési eszközök legyenek reálisan konzervatív, véges elemes számítógépes kódok, amelyeket kísérletekkel végzett validációk támasztanak alá.

A konténment viselkedés elemzésének vizsgálnia kell azokat a feltételeket, amelyekben konténment sérülési kritériumok szerepelnek. A teljes szilárdsági viselkedés értékelése megkülönbözteti a nyomástartó határ katasztrófális sérülését okozó feltételeket azoktól, amelyek megnövekedett szivárgást eredményeznek, és azonosítja a sérülés feltételezett helyét.

Figyelembe kell venni a konténment(ek) feltételezett külső veszélyekre adott szilárdsági válaszát. Ahogy a konténment sérülés más mechanizmusainál, a szeizmikus intenzitás (pl. talajgyorsulás) és a konténment sérülés helye és mértéke közötti kapcsolatot azonosítani kell.

3.6.3.1.2. A konténment szilárdsági terhelhetőségére nézve súlyos környezeti körülmények figyelembe vétele

Míg a belső nyomásterhelés az esetleges konténment sérülés elsődleges tényezője, a 2. szintű PSA-ban figyelembe kell venni a hőmérséklet lehetséges hatását is a konténment szilárdsági viselkedésére. A konténment belső és

külső hőmérséklete hatással lehet a szerkezeti anyagok szilárdsági jellemzőire, és az átvezetések tömítőanyagainak sérülését is okozhatja. Ajánlott annak a vizsgálata, hogy a hosszú távú belső és külső környezeti hatások (nyomás és hőmérséklet) hogyan hatnak a betonszerkezetekre.

3.6.3.2. Átvezetések értékelése

A konténment általános viselkedésének realiztikus értékeléséhez szükség van az átvezetések elemzésére, ezért értékelni kell az átvezetésfedelek nyomás- és hőmérsékletterhelhetőségét, azok tartószerkezeteit és rögzítéseit a konténment általános nyomásterhelhetőségének meghatározásához.

3.6.3.2.1. Információk a konténment átvezetések szerkezeti kialakításáról

Ez tartalmazza a tervezési információkat az összes különböző méretű átvezetésről, azok elhelyezkedéséről a konténment szerkezetben és a helyi megerősítésről (ideértve a berendezések és a személyzet számára szolgáló nyílásokat, csőátvezetéseket, elektromos eszközök átvezetéseit, szellőzőrendszer átvezetéseit).

3.6.3.2.2. A súlyos környezeti körülmények hatásai az átvezetéseken keresztüli szivárgásra

A súlyosbaleseti körülmények, mint a nagy nyomás és hőmérséklet, hosszú távon csökkentheti az átvezetések és tömítőanyagok tömörségét. Ezt a hatást a konténment viselkedés értékelésében figyelembe veszik.

3.6.3.3. A reaktorakna dinamikusnyomás-terhelésének elemzése

A gyors, szinte pillanatszerű konténment-nyomásnövekedésekkel járó folyamatokat explicit módon elemzik, kivéve ha igazolható, hogy ezek elhanyagolhatóan kis hozzájárulást jelentenek az összes kibocsátás szempontjából, azonban még ebben az esetben is a nagynyomású és energetikus folyamatok kibocsátását külön fel kell tüntetni a konténment kibocsátások között, noha a kibocsátások frekvenciája alacsony.

A terhelést nagyon gyors impulzusszerű terhelésnek tekintik, következésképpen a szerkezet dinamikus viselkedése és anyagösszetevői lényeges jellemzők a szerkezet szilárdságának modellezése és becslése során ebben a helyzetben.

Ilyen folyamatok elemzésére megfelelő számítógépes kódra van szükség az előfeszített beton-szerkezetek dinamikus válaszána vizsgálatához.

3.6.3.3.1. A konténment általános teherbíró képességének értékelése – sérülékenységi görbék

A konténment különböző helyeken sérülhet különböző sérülési módokkal. A méret szempontjából a sérülés a következő két kategóriába sorolható be:

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- a) törés
- b) szivárgás.

A hirtelen bekövetkező nagyon nagy szivárgási felület esetén a sérülés törésként van besorolva. A növekvő nyomással változó méretű szivárgás esetén a becsült szivárgási felületet valószínűségi alapon kell leírni, mivel a szivárgás mértéke nem jósolható meg bizonyossággal.

3.6.3.3.2. A konténmentsérülés módjainak valószínűségi mutatói

A figyelembe vett különböző sérülési módok számára a medián nyomásterhelhetőség legjobb becslési értékét általában határállapotelemzéssel határozzák meg. A számított teherbíró képességek számos tényezőtől függenek, ideértve az anyagjellemzőket, modellezési feltételezéseket és feltételezett sérülési kritériumokat. A modellezési és a kritériumokban levő bizonytalanságok, valamint az anyagjellemzők változékonysága jelentős bizonytalanságot/változékonyságot vihet/visz bele a számított teherbíróképességi becslésekbe, ennek megfelelően a nyomásterhelhetőséget bármely sérülési módra véletlen változónak kell tekinteni.

A nyomásterhelhetőséget lognormális eloszlású valószínűségi változóként jellemzik, ami a medián (nyomás) terhelhetőség p_M és két lognormális eloszlású, egy mediánértékkel rendelkező véletlen változó szorzataként van definiálva. Az egyik véletlen változó jelenti a modellezési bizonytalanságot β_M logaritmikusan standard eltéréssel, a másik képviseli az anyagszilárdság változékonyságát β_S logaritmikusan standard eltéréssel.

Az ismertetett keretben egy adott sérülésnek a belső nyomás adott értékénél kisebb nyomáson történő bekövetkezésének valószínűsége lognormális valószínűségi eloszlásként van megjelenítve.

A konténment túlnyomódás valószínűségi értékelésének első lépése a lehetséges sérülési módok azonosítása. Amikor a lehetséges sérülési módokat azonosították, sérülési kritériumokat kell meghatározni, amelyekből a medián terhelhetőségek becsülhetők. A feszültségi, nyúlási és deformációs határokat a konténment sérülés definíciójával összhangban kell megadni. A sérülési kritériumoknak tükrözniük kell a megnövekedett hőmérséklet hatását. Minden sérülési módra független határállapotelemzéssel értékelni kell a medián terhelhetőséget. Az elemzésben használni kell az alkalmazott nyomás, hőmérséklet és önsúly alkotta terhelést tartalmazó speciális sérülési kritériumokat.

A nyomástartó határon levő elemek két kategóriába oszthatók:

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- a) Előfeszített beton-héj komponensei, és
- b) különböző átvezetések az előfeszített betonelemeken keresztül, mint az ajtók, szerelőfödémek, elektromos és csőátvezetések.

Miután a konténment sérülés vagy fragilitás feltételes valószínűségének meghatározása a különböző helyeken megtörtént a baleseti nyomás függvényében, azokat egyesíteni kell az általános konténment fragilitásgörbébe.

3.6.4. *Konténment-eseményfák kidolgozása*

A 2. szintű PSA-ban eseményfákat használnak a zóna-/fűtőelem-sérülés bekövetkezése utáni eseményláncok és súlyosbaleseti jelenségek felvázolására, amelyek veszélyeztetik a radioaktív anyagok kibocsátásának útjában álló következő határt. Ezek strukturált megközelítést biztosítanak a súlyos balesetek szisztematikus értékeléséhez. Az ilyen eseményfákat konténment-eseményfáknak (továbbiakban CET) nevezik.

A csúcseseményeknek vagy csomóponti kérdéseknek egy konténment eseményfában kezelniük kell azokat az eseményeket és fizikai folyamatokat, amelyek irányítják a baleset időbeni lefolyását, az erőmű választ a tervezésen túli feltételek során, a radioaktív anyagok kibocsátásának útjában álló határookra irányuló releváns veszélyeztetéseket és a környezetbe jutó radioaktív anyag kibocsátás végső nagyságát.

A konténment-eseményfa csomóponti kérdéseinek kezelniük kell súlyosbaleset-kezeléssel kapcsolatos kérdéseket és beavatkozásokat. A konténment-eseményfa csomóponti kérdései erősen függenek az erőműtípustól.

A konténment-eseményfának lehetőség szerint kronológiailag helyesnek kell lennie, megfelelően figyelembe kell vennie az események és/vagy jelenségek közötti függőségeket, megfelelő részletességgel kell rendelkeznie, hogy kielégítse a 2. szintű PSA célkitűzéseit.

A kronológia szempontjából hasznos és szokásos a konténment-eseményfákat idő szerint fázisokra bontani, ahol az átmenet az egyes fázisok között fontos változásokat képvisel azokban a kérdésekben, amelyek a baleset előrehaladását irányítják, úgy mint:

- a) 1. fázis: Az erőmű azonnali válasza az erőműsérülési állapotra, amelyet a kezdeti esemény okozott a korai időszakon keresztül a reaktortartály sérüléséig.
- b) 2. fázis: Közbenső szakasz, ideértve a reaktortartály sérülése körüli időszakot.

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

c) 3. fázis: Késői fázis, vagy hosszú távú szakasz a reaktortartály sérülése után.

A CET-ek kidolgozása során megvizsgálják a kis és nagy eseményfák opcióit, és a választott szerkezetet megindokolják. Mindegyik esetben figyelembe veszik a konténment integritását és funkcionális működését veszélyeztető összes fizikai jelenséget. A CET-ek kidolgozása során az összes releváns csomóponti kérdést kezelik.

3.6.4.1. A baleset lefolyásának elemzése

A súlyosbaleseti elemzéseket CET-ek kidolgozásával együtt végzik.

A balesetek lefolyásának értékeléséhez több forrásból származó determinisztikus és valószínűségi modell bevonására van szükség. Tipikus információforrások az értékelésekhez:

- a) számítógépes kódok számításai a súlyos balesetek viselkedéséről,
- b) kódok számítási eredményeinek interpolációja,
- c) releváns kísérletek felhasználása,
- d) mérnöki számítások,
- e) szakértői becslések (adott esetben felhasználva az összes fenti forrást),
- f) rendszerek elemzése,
- g) emberi megbízhatósági elemzés.

A baleset lefolyásának elemzését elvégzik minden olyan PDS-re, amely súlyos balesethez vezet annak biztosítására, hogy ne maradjon ki semmi az általános kockázat vizsgálatából.

A súlyosbaleseti elemzés az egyes PDS-eket reprezentáló esetekre történik, figyelembe véve a kiválasztott baleseti folyamat attribútumait. Ezek az attribútumok tartalmazhatják a biztonsági rendszerek rendelkezésre állását szintúgy, mint az operátori beavatkozásokat. A reaktor hűtőkörének viselkedését, a hűtőközeg kijutását a konténmentbe, a zóna felhevülését és áthelyeződését a reaktortartály aljába a súlyosbaleseti kódok írják le.

A reaktortartály sérülését követő jelenségeket, ideértve a zónatörmelék áthelyeződését, leozlását és hűtését az olvadékcspadában, konténmentkódok és balesetkezelő rendszerekhez való speciális kódok vagy integrális kódok adott jelenségre dedikált moduljai veszik figyelembe.

A CET bizonyos csomóponti kérdéseinél vagy elágazásainál általában, de nem szükségszerűen bifurkációk találhatóak, amelyek különböző útvonalakra vezetnek az adott esemény bekövetkezésétől függően, például:

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

hidrogénégés következhet be/nem következhet be a konténment légkörének összetételétől függően, az égés által okozott nyomás konténmentsérüléshez vezethet/nem vezethet. Fontos azonban megemlíteni, hogy bizonyos jelenségeknél (pl.: hidrogénégés) többféle bekövetkezési mód állhat elő, amelyeket plusz eseményfa ágak és a hozzájuk tartozó peremfeltétel rendszer megadásával építenek be a kódba. Ilyen esetekben (pl.: hidrogénégés) megadott eseményfa ágak lehetnek:

- Hidrogénégés elkerülése
- Részleges vagy kis koncentráció mellett bekövetkező, hidrogénégés (pl.: berendezéseket károsíthat, de a konténment falát nem)
- Hidrogénrobbanás, ami nagy nyomáslökéssel és a konténment falak sérülésével és így integritásának elvesztésével jár (hidrogénégés, -robbanás - a konténment katasztrofális sérülésével).

A CET-ek egyes eseményláncai által reprezentált szkenáriók determinisztikus kódokkal modellezhetők, míg az elágazások feltételes valószínűségei befolyásolják az egyes folyamatágak általános valószínűségét.

Amennyiben a reaktor és a pihentető medence egy térben (konténment) helyezkedik el, akkor az elemzésben ezt figyelembe kell venni. A reaktorban és a pihentető medencében azonos kezdeti esemény hatására létrejövő balesetek esetén a reaktorból és a pihentető medencéből a konténmentbe jutó anyagokat és hőforrást a konténmentterhelés és környezeti kikerülés szempontjából együtt kezelik.

Különösen fontos ez a gőz és a hidrogén konténmentbe kerülő mennyiségének együttes kezelése esetén. A kezdeti eseménytől kiindulva elő kell állítani a hő- és anyagáramok időfüggvényét, és ennek figyelembevételével határozzák meg a konténment viselkedést (CET-elágazások valószínűségét, a végállapot kikerülési kategóriába sorolását).

3.6.4.1.1. Súlyosbaleset-kezelés figyelembevétele

Az operátori súlyosbaleset-kezelési beavatkozásokat meg kell jeleníteni a 2. szintű PSA-ban. Jellemzően a PSA-ban figyelembe vett emberi beavatkozásokat az erőművi kezelési utasítások és súlyosbaleset-kezelési útmutatók tartalmazzák. Azok a manuális beavatkozások, amelyeket a zónasérülés bekövetkezése után röviddel végrehajtanak, megjelenhetnek az 1. szintű PSA-modell baleseti folyamatainak eseményfáiban, ha

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

végrehajtásuk feltételei biztonsággal megjósolhatók (A végrehajtás feltételei rögzítettek az utasításokban, útmutatókban). Ilyen esetekben a modellezett manuális beavatkozások kimenetelének (sikeres beavatkozás vagy sikertelen beavatkozás) meg kell jelenniük:

- vagy közvetlenül az erőműsérülési állapot attribútumának használatával, amely jelöli ezt az állapotot,
- vagy közvetve az erőműsérülési állapothoz már meghatározott más attribútum állapotára gyakorolt hatásával.

A súlyosbaleset-kezelési beavatkozásokat, amelyek a kikerülés csökkentését célozzák, be kell építeni a konténment-eseményfába. Ez lehet szekunderkörü beavatkozás vagy primerkörü beavatkozás. Például: a gőzfejlesztő szekunderoldalának feltöltése vagy vízbetáplálás a reaktortartályban lévő zónatörmelékre.

A 2. szintű PSA eredményeit felhasználják a súlyosbaleset-kezelési beavatkozások tervezésére és/vagy fejlesztésére.

3.6.4.2. A CET-elágazások értékelése és számszerűsítése

Annak érdekében, hogy az indokolatlan bizonytalanságokat és konzervativizmusokat csökkenteni lehessen figyelembe kell venni azokat a kérdéseket, amelyek befolyásolhatják az elemző képességét a súlyos baleset lefolyásának előrejelzésére, ideértve a teljeskörűséget, a rendelkezésre álló számítógépes kódok hitelességét és validáltságát, és a rendelkezésre álló kísérleti adatok alkalmazhatóságát reaktor léptékű feltételek mellett.

Több információforrás használható fel a feltételes valószínűségek hozzárendelésének támogatására, mint például:

- a) súlyos balesetek modellezésére szolgáló számítógépes kódokkal végzett determinisztikus elemzések;
- b) szakértői becslések független szakértők bevonásával.

Számos módszer és eszköz áll rendelkezésre annak a valószínűségnek a meghatározására, hogy egy paraméter elér egy határértéket. Két egyszerű eszköz a határértékmódszer és az integrális módszer.

A határértékmódszer alkalmazható olyan események valószínűségének becslésére, amelyek bekövetkeznek, ha az előre jelzett baleseti körülmények megközelítenek egy megadott határt vagy kritériumot. A sérülési valószínűség ekkor az a függvény, hogy a paraméter „mennyire van közel” a sérülési határértékhez. A számszerű érték hozzárendelése tehát jelzi az elemző meggyőződését a vonatkozó esemény determinisztikus előrejelzésének alaposságát, alkalmazhatóságát és teljességét illetően.

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

Az integrális módszerben nagyobb fokú matematikai szigorú alkalmaznak annak összehasonlítására, hogy a kérdéses terhelési érték (nyomás, hőmérséklet, stb.) milyen közel van a sérülési határértékhez (sérülési nyomás, sérülési hőmérséklet, stb.). Mind a kérdéses paramétert, mind a sérülési határértéket bizonytalan paraméterként kezelik. A bizonytalan paraméter valószínűségi eloszlását képviselő valószínűségi sűrűségfüggvényeket (a terhelési és sérülékenységi görbéket) determinisztikus elemzések és szakértői becslések alapján állapítják meg, és két ilyen valószínűségi eloszlás átfedése és/vagy interferenciája határozza meg a „meggyőződés” mértékét a sérülésben (annak szubjektív valószínűségében). Ebben az esetben a kapott valószínűségi értékek konzisztenciája függ az eloszlási paraméterek (medián értékek, eltérés a mediántól, eloszlás típusának kiválasztása és határok) konzisztens hozzárendelésétől.

Az egyszerű (Monte-Carlo-módszer) véletlen mintavételi vagy a rétegzett (LHS - Latin Hypercube Sampling-módszer) mintavételi eljárásokon alapuló közvetlen szimulációs módszerek szintén használhatók a CET-elágazások feltételes valószínűségének értékeléséhez.

Ha egy kérdést az adott jelenséggel kapcsolatos alkérdésekre bontanak. Az egyes elágazások megfelelő valószínűségének kidolgozására használt logika néha jobban követhetővé tehető a probléma számos alproblémára bontásával a vezérlő jelenségnek megfelelően. Ez az értékelés, amit felhasználnak a konténment-eseményfa csomóponti kérdéseiben, elvégezhető külön és dokumentálható az eredmények háttérdokumentumában, vagy a konténment-eseményfa integrált részét képezheti aleseményfa formájában, ami hozzá van kötve a konténment-eseményfa címsorához.

3.6.4.3. Konténment-végállapotok értékelése és számszerűsítése

A baleseti elemzésnek le kell fednie az egyes PDS-ekből induló, és a CET elágazásain keresztül haladó folyamatok összes releváns kombinációját, és azonosítania kell azt a konténment-végállapotot, amihez az adott folyamatkombináció kifut.

Lehetséges konténment-végállapotok a következők lehetnek:

- a) Katasztrófális konténmentsérülés: nagynyomású olvadékkilökődés (HPME) vagy tartályon kívüli gőzrobbanás;
- b) Konténmentizálási hiba;
- c) Konténmentmegkerülés (bypass): gőzfejlesztő-csőtörés vagy interfész-LOCA;

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- d) Korai konténmentsérülés: törés;
- e) Korai konténmentsérülés: szivárgás;
- f) Közbenső konténmentsérülés: törés;
- g) Közbenső konténmentsérülés: szivárgás;
- h) Késői konténmentsérülés: törés;
- i) Késői konténmentsérülés: szivárgás;
- j) Késői konténmentsérülés: alaplemez-sérülés;
- k) Intakt konténment.

A fenti felsorolás a konténment-végállapotokat azok természete és a baleset előrehaladásának időrendje alapján különbözteti meg. Amennyiben szükséges és indokolt, akkor a felsorolt fő konténment-eseményfa végállapot kategóriák tovább bonthatók a forrástag becslés szempontjából releváns rendszerek működése vagy jelenségek kialakulása alapján (pl.: vegyszeradagolások, kikerülést csökkentő vízrétegek létrejötte).

A következő lépés az elemzések számszerűsítése a végállapotokhoz tartozó gyakoriságok meghatározásához. Ehhez szükség van a valószínűségek számítására, figyelembe véve a CET-elágazások feltételes valószínűségeit az egyes baleseti folyamatok előrehaladása mentén. Számos számítógépes kód áll rendelkezésre, amely használható ennek az elemzésnek az elvégzésére, azonban célszerű egyazon kódot használni, mint amit az 1. szintű PSA-elemzésekben használtak.

Tekintettel arra, hogy egy adott PDS-ből kiinduló számos baleseti folyamat ugyanabba a konténment-végállapotba fejlődhet, a számszerűsítésnek összegeznie kell a különböző folyamatok hozzájárulását, hogy azonosítani lehessen a konténment-végállapotok egy adott PDS-hez tartozó valószínűségét. Hasonlóképpen meghatározható az összes PDS együttes hozzájárulása a különböző végállapotokhoz.

Azonosítani és magyarázni kell azokat a PDS-eket, amelyek leginkább hozzájárulnak a korai konténment sérüléshez (ideértve a konténment megkerülést tartalmazó eseményeket és a nem izolált konténmentet). Szeparált modellezési megoldás esetén feltárják és magyarázzák a korai konténment sérülés feltételes valószínűségében levő variációk fő okait a különböző erőműsérülési állapotok között. Integrált modellek esetén a korai konténment sérülésre vezető kezdeti eseményt/kezdeti esemény csoportot határozzák meg.

3.6.5. Forrástag-kategóriák és radioaktív kibocsátások meghatározása

A következő lépés a 2. szintű PSA-ban a konténment-eseményfák végállapotaihoz tartozó forrástagok számítása. A forrástag megadja az erőműből a környezetbe kibocsátott radioaktív anyagok mennyiségét. A kibocsátás több további jellemzője is megadható a PSA terjedelmének megfelelően. Mivel a konténment-eseményfák nagyszámú végállapottal rendelkeznek, gyakorlati okokból ez megköveteli a végállapotok besorolását forrástag-kategóriákba. A forrástagelemzést ezután a kibocsátási kategóriákra hajtják végre. Ezért az eljárás ezen része az alábbiakat foglalja magában:

- a) a forrástag-kategóriák (vagy kibocsátási kategóriák) meghatározása;
- b) a konténment-eseményfák végállapotainak csoportosítása a forrástag-kategóriákba;
- c) a forrástagelemzés elvégzése a forrástag-kategóriákra.

A konténment-eseményfák nagyszámú végállapottal rendelkeznek, amelyek mindegyike egy eseményláncot képvisel, ami a zónasérülés után következik be. Ezen események közül sok jelentős befolyással rendelkezik a radioaktív anyagok konténmentből történő kibocsátására. Az ilyen események jellemzői az alábbiak:

- a) a reaktorhűtőkör sérülési módja;
- b) a konténmentsérülés módja és időpontja;
- c) az olvadt zónaanyag hűtési mechanizmusa;
- d) a radioaktív anyagok visszatartási módja.

A konténment-eseményfa végállapotai közül azonban sok azonos vagy hasonló a bekövetkező jelenségek és a konténmentből kibocsátott radioaktív anyagok szempontjából. A hasonló végállapotokat csoportosítják vagy összevonják az egyes baleseti folyamatok számának csökkentése érdekében, amelyekre determinisztikus forrástagelemzést végeznek.

A forrástag-kategóriák jellemzéséhez a radioaktív anyagok lehetséges transzportmechanizmusaira és a konténment sérülési módjaira vonatkozó attribútumokat határoznak meg. A radioaktív anyagok kibocsátása a környezetbe ezen attribútumok függvénye.

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

1. táblázat: Jellemző attribútumok a forrástag-kategóriák meghatározásához

Konténment állapotának jellemzője	Attribútum
A reaktortartály sérülési módjai	Nagynyomású olvadékkilökődés (HPME) tartálysérüléssel
	Kisnyomású tartálysérülés zónaolvadék hatására
A konténment sérülés módjai vagy mechanizmusai	Katasztrofális konténmenttörés: HPME vagy gőzrobbanás (tartályon kívül)
	Izolálási hiba
	Konténmentmegkerülés (bypass): interfész-LOCA vagy gőzfejlesztő-csőtörés
	Korai konténmentsérülés: törés
	Korai konténmentsérülés: szivárgás
	Késői konténmentsérülés: törés
	Késői konténmentsérülés: szivárgás
	Alaplemez-átégés
	Aktív biztonsági rendszerek
	Légűtők és szellőzőrendszerek
Passzív biztonsági rendszerek	Passzív hűtők
	Nyomáscsökkentő medence
	Másodlagos konténmentrendszer
Balesetkezelő rendszerek	Olvadékcsapda

A konténment-eseményfák végállapotait ezután a meghatározott forrástag- (kibocsátási) -kategóriákba csoportosítják. Mivel ez jellemzően nagyszámú konténment-végállapot csoportosítását jelenti kisebb számú forrástag-kategóriába, szisztematikus eljárást kell alkalmazni ehhez a csoportosítási művelethez. Ezt általában egy számítógépes eszközzel végezik, a nagy mennyiségű információ hatékony kezelésének szükségessége miatt. Annak tényleges módja, hogy ez hogyan történik, függ a konténment-eseményfák számszerűsítésére használt szoftvertől, de ez magában foglalhatja a konténment-eseményfák végállapotainak utólagos feldolgozását, vagy az attribútumok hozzáadását a konténment-eseményfákhoz, és azok használatát a csoportosítás során. Célszerű ugyanazt a számítógépes kódot használni, mint amit az 1. szintű PSA-elemzésekben használtak.

3.6.6. *Konténmentkibocsátások számítása az egyes forrástag-kategóriákra*

A konténmentkibocsátás-számításokat az egyes forrástag-kategóriákra általában olyan számítógépes kódokkal végzik, amelyek képesek a súlyosbaleseti folyamatok integrált modellezésére, azaz párhuzamosan számolják a reaktor termohidraulikai viselkedését, a zóna felhevülését, a fűtőelem sérülését és áthelyeződését, a konténment viselkedését, a radioaktív anyagok kijutását a fűtőelemből és a radioaktív aeroszolok és gőzök transzportját a reaktor hűtőkörén és a konténmenten keresztül.

Az elemzést elegendő számú baleseti folyamatra végzik el minden kibocsátási kategóriában, hogy meggyőződhessünk róla, hogy a forrástagot a csoportra pontosan jellemezzük. A gyakorlatban, ha a kibocsátási kategória nagyon hasonló baleseti folyamatokat tartalmaz és a kibocsátást vezérlő jelenségeknek viszonylag kicsi a bizonytalansága, elfogadható lehet a forrástagelemzést aránylag kis számú baleseti folyamatra elvégezni. Ha azonban a kibocsátást nagy energiájú jelenségek (mint a közvetlen konténmentfelfűtés) vezérlik, vagy relatíve nagy bizonytalansággal rendelkező jelenségeket tartalmaz, akkor a forrástagelemzést számos baleseti folyamatra végzik el, hogy meggyőződhessenek róla, hogy a forrástagot helyesen jellemezték.

A különböző számítógépes kódok különböző csoportszerkezeteket használnak, a legtöbb csoportszerkezet azonban a radioaktív elemek hasonló fizikai és kémiai tulajdonságán alapul. A csoportszerkezet figyelembe veszi az elemek kémiai affinitását az egyéb radioaktív és nem radioaktív anyagokhoz, amelyekkel azok találkozhatnak a reaktor hűtőkörben és a konténmentben történő transzportjuk során, mint például a gőz, hidrogén, szerkezeti anyagok. Egy, a radioaktív anyagok kibocsátásának elemzésében használt jellemző csoportszerkezetet mutat a 2. táblázat. A radiológiai forrástag ezért

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

jellemzően egy vagy több radionuklid-csoport kezdeti zónaleltárának arányában van kifejezve.

A 2. táblázatban felsorolt elemek közül több, különböző vegyi formában előfordulhat a transzportja során. Amennyiben a radioaktív anyagok zónaleltárának felosztása a lehetséges kémiai formák között bizonytalan paraméter, akkor azt figyelembe kell venni a radiológiai forrástagok értékelése során. Ilyen elem például a jód, amely CsI (aerosol), I₂ (gáz) formákban is lehet.

2. táblázat: Elemek tipikus csoportszerkezete a radioaktív anyagok számításaiban (példa)

Csoport	A csoportba tartozó elemek	Reprezentatív elem a csoportban
Nemesgázok	Xe, Kr	Xe
Halogének	I, Br	I
Alkáli fémek	Cs, Rb	Cs
Alkáli földfémek	Ba, Sr	Ba
Átmeneti fémek	Te, Sb, Se, As	Te
Refraktoriális fémek	Ru, Mo, Pd, Tc, Rh	Ru
Lantanoidák	La, Y, Nd, Eu, Pm, Pr, Sm	La
Aktinoidák	Ce, Pu, Np, Zr, U	Ce

3.6.7. Kikerülésgyakoriságok számszerűsítése

3.6.7.1. Forrástag-kategóriák gyakoriságának számszerűsítése

Az egy forrástag-kategóriába tartozó minden konténment-eseményfavégállapot hasonló radiológiai kibocsátás-jellemzőkkel és telephelyen kívüli következményekkel rendelkezik úgy, hogy a kategóriára elvégzett forrástagelemzés jellemzi a csoporton belüli összes végállapotot, és csökkenti az elvégzendő forrástagelemzések mennyiségét.

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

A forrástag-kategóriák gyakoriságát az adott kategóriához tartozó összes konténmenteseményfa-végállapot gyakoriságának összegzésével számítják ki.

A konténment-eseményfák számszerűsítéséből nyert eredményeket és felismeréseket összefoglalják, és részletesen tárgyalják. Az eredményeket gyakran táblázatban, az úgynevezett konténmentviselkedési mátrixban ('C-mátrix') foglalják össze, amely tömör módja a konténment-eseményfák különböző kimeneteleihez tartozó relatív valószínűségek összehasonlításának. A C-mátrix meghatározza azt a $C(m,n)$ feltételes valószínűséget, amellyel az 'n' kibocsátási kategória az adott 'm' erőműsérülési állapot esetén bekövetkezhet. A bizonytalansági elemzés a C-mátrix elemeinek alternatív értéksorához vezet.

3.6.7.2. Az eredmények értékelése és felhasználása

Az egyes forrástag-kategóriákhoz tartozó környezeti kibocsátási mennyiségek a kategóriaattribútumok közvetlen függvénye. Például a nagycsőtöréses LOCA-ból származó súlyos baleset a PWR esetén (alacsony reaktorhűtőkör-nyomás a tartálysérüléskor) és a konténment-hűtőrendszer (ventilátor és / vagy sprinkler) meghibásodása (korai) konténmentsérüléshez vezethet, ha hidrogénégés következik be közvetlenül a tartálytörés után. A 3. táblázatban az egyes kategóriákra felsorolt mintaforrástagok kiszámíthatók integrális számítógépes kód használatával. A 3. táblázatban a korai kibocsátás definíció szerint az, ami a tartálytörésig történik, a késői kibocsátások az olvadékcsapdában bekövetkező fűtőelem-hűtőközeg kölcsönhatásból és a konténment padlóján a zóna-beton kölcsönhatásból származnak. A radiológiai forrástagok táblázatba foglalását az egyes kibocsátási kategóriákra végzik el, ahogy azt a 3. táblázat példázza.

A 2. szintű PSA-eredmények bizonytalanságait megjelenítik, lehetőleg kiegészítő kumulatív eloszlásfüggvények formájában, ahol minden hasadásitermék-csoportra megadják az adott kibocsátási mennyiség meghaladásának gyakoriságát. Az eredmények világosan mutathatják az egyes kiegészítő kumulatív eloszlás-függvénygörbék statisztikai jelentőségét (pl. átlag, medián, 95-ös percentilis, stb.)

3. táblázat: Példa forrástagértékek összefoglalására kategóriánként és hasadásitermék-csoportok szerint

Forrástag			Forráscsoport (zónaleltár hányada)							
Kat.	Gyak.	Fázis	Xe	I	Cs	Te	Ba	Sr	Ru	La
1	R(1)	Korai	0.95	0.08	0.08	0.5	0.002	8.E-5	-	-

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

		Késői	0.05	0.005	0.005	0.04	0.01	0.02	-	0.001
		Összes	1.00	0.085	0.085	0.09	0.012	0.02	-	0.001
N	R(N)	Korai
		Késői
		Összes

A biztonsági kritériumokkal való összehasonlítás érdekében a kibocsátás a hasadástermék-csoportok számára megjeleníthető aktivitásban (Bq) is meghatározzák.

3.6.7.3. Összehasonlítás a biztonsági kritériumokkal

A PSA eredményeit a felhasználás függvényében össze kell hasonlítani az NBSZ vonatkozó követelményeivel.

A 3a.2.4.0700. követelmény az alábbi biztonsági kritériumot fogalmazza meg:

- az atomreaktortól vett 800 m távolságon túl nincs szükség sürgős óvintézkedésekre;
- az atomreaktortól vett 3 km távolságon túl nincs szükség semmilyen átmeneti intézkedésre, azaz nincs szükség a lakosság ideiglenes áttelepítésére;
- az atomreaktortól vett 800 m távolságon túl nincs szükség semmilyen késői védőintézkedésre, azaz nincs szükség a lakosság végleges áttelepítésére;
- ne legyen szükség hosszú távú élelmiszerfogyasztási korlátozásra.

Ezen kritériumok teljesítését további számításokkal kell ellenőrizni, minden, a 2. szintű PSA-ban figyelembe vett forrástag-kategóriára.

A követelmények teljesítésénél a nemzetközi standardok, ajánlások és útmutatók alapján kell eljárni, mint például a terjedés meghatározásnál az IAEA NS-G-3.2 [13] a dózis meghatározásnál az ICRP 63 [14] A számítások egyszerűsített módszerekkel elvégezhetők, például amelynél csak a meghatározó izotópokat veszik figyelembe és a terjedés számítást egy konzervatív meteorológiai állapotra végzik el.

A terjedés- és dózisszámítás helyett elfogadható egyszerűsített összefüggéseken alapuló számítási mód, mint például a az European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants (EUR)-ban megjelenő korlátozott környezeti hatás kritériumok teljesítésének vizsgálatára megadott eljárás [7].

A 3a.2.4.0800. követelmény megadja a 2. szintű valószínűségi biztonsági célt:

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

„[...]A nagy vagy korai kibocsátással járó eseményláncok minden kiinduló üzemállapotra és hatásra összegzett gyakorisága - kivéve a szabotázs esetét - nem haladhatja meg a 10^{-6} /év értéket. [...]”

Ez azt jelenti, hogy azok a forrástag-kategóriák, amelyek nem teljesítik a kvantitatív biztonsági kritériumokat, nagy kibocsátásnak számítanak, és az NBSZ értelmében kumulatív gyakoriságuk nem haladhatja meg a 10^{-6} /év értéket.

A 2. szintű PSA egyik legfontosabb felhasználása a forrástageredmények összehasonlítása a biztonsági kritériumokkal és a biztonsági célokkal.

A 2. szintű PSA további lehetséges felhasználásai és alkalmazásai a következők:

- a) az erőmű kialakításának valószínűségi biztonsági értékelése,
- b) a súlyos baleset kezelési intézkedések, útmutató és eljárások előkészítése.

3.6.7.4. A 2. szintű PSA használata az erőmű kialakításának értékelésében

A 2. szintű PSA-t fel kell használni az erőmű kialakításának biztonsági értékeléséhez. A cél az, hogy betekintést nyerjünk a súlyos balesetek előrehaladásának mikéntjébe, azonosítsuk az erőmű speciális sérülékenységeit, és bemenő adatokat szolgáltatassunk annak megfontolásához, hogy kell-e módosításokat/javításokat végezni az erőmű tervein/kialakításában a súlyos balesetek megelőzése vagy következményeinek csökkentése érdekében, mint amilyen például hidrogén-rekombinátorok telepítése, vagy olvadékcsapda kialakítása.

A 2. szintű PSA-modell kidolgozására és annak számszerűsítésére használt számítógépes kódok a nagykibocsátás-gyakoriság vagy a korai nagykibocsátás-gyakoriság teljes értékének számítása mellett számos egyéb információt szolgáltathatnak, ideértve az alábbiakat:

- a) Meghibásodások lehetséges kombinációi (cutsets), amelyek hozzájárulnak a kibocsátási kategóriák mindegyikéhez.
- b) Fontossági függvények a PSA-modellbe bevont rendszerek, komponensek és egyéb alapesemények számára. Legalább a következő fontossági mértékeket kell számolni a PSA összes mennyiségi eredményére, azaz az 1. és 2. szintű elemzésekre, valamint lehetséges nagy radioaktív kibocsátás és kezdeti esemény figyelembe vett összes forrására: relatív hozzájárulás, Fussell-Vesely fontosság, Risk Reduction /Achievement Worth (Kockázat csökkentő/növelő tényezők).

A 2. szintű PSA által szolgáltatott információkat felhasználják a súlyos balesetek megelőzésére és következményeinek csökkentésére szolgáló

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

rendszerek hiányosságainak azonosítására. Ezek az információk a következőket tartalmazhatják:

- a) a primerkör és a konténmentrendszerek (aktív és passzív) lényeges hibamódjai;
- b) a meghatározó jelenségek, amik (korai vagy késői) konténmentsérüléshez vezetnek;
- c) azok a szerkezetek, rendszerek és komponensek, amelyek a legnagyobb fontossággal rendelkeznek a nagy kibocsátás-gyakoriság vagy a korai nagy kibocsátás-gyakoriság számára.

Figyelmet kell fordítani azon rendszerek továbbfejlesztésére, amelyek a súlyos balesetek megelőzésére és következményeinek csökkentésére szolgálnak annak érdekében, hogy csökkentsük a kockázat szempontjából legjelentősebb rendszerek hozzájárulását a teljes kockázathoz.

3.6.7.5. Súlyosbaleset-kezelés

A 2. szintű PSA-t felhasználják azon érvényben levő intézkedések és beavatkozások értékelésének alapjaként, amelyek végrehajthatók egy súlyos baleset következményeinek csökkentésére miután a zónasérülés bekövetkezett. A következménycsökkentő intézkedések és beavatkozások célja a súlyos baleset előrehaladásának megállítása vagy következményeinek csökkentése annak megakadályozásával, hogy a baleset a reaktortartály vagy a konténment sérüléséhez vezessen, és a radioaktív anyag transzportjának és kibocsátásának ellenőrzése azzal a céllal, hogy minimalizálja a telephelyen kívüli következményeket.

A 2. szintű PSA kidolgozása során tudatában kell lenni annak, hogy a súlyos baleset folyamata során előforduló jelenségeknek nagy a bizonytalansága, és gyakran összefüggnek egymással. Így egy balesetkezelési intézkedés, amelynek célja egy adott jelenség következményeinek csökkentése, egy másik jelenség valószínűségét megnövelheti.

A súlyos balesetek során fellépő különböző jelenségek közötti összefüggéseket a 2. szintű PSA használatával azonosítják, és figyelembe veszik a súlyos baleset kezelési útmutatók kidolgozásában.

3.7. Bizonytalansági, érzékenységi és fontossági vizsgálatok

A PSA-számítások bizonytalansági, érzékenységi és fontossági vizsgálatainak jogi alapját az NBSZ 3a.2.3.2000 számú követelménye teremti meg:

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

3a.2.3.2000. „A valószínűségi biztonsági elemzés keretében a bizonytalansági és érzékenységi vizsgálatokat is el kell végezni, és minden alkalmazásnál tekintettel kell lenni azok eredményére.”

A számítások eredményeként előálló pontértékek önmagukban nem szolgáltathatnak elegendő információt az eredmények felhasználhatóságáról, ennek megfelelően vizsgálják ezen eredmények „minőségét”.

3.7.1. Bizonytalansági elemzés

A PSA keretében részletes bizonytalansági elemzést végeznek, amelynek keretében a bizonytalanságok alábbi típusait vizsgálják:

- a) az események véletlenszerűségéből adódó aleatorikus és az ismeretek korlátosságából adódó episztemikus paraméterbizonytalanság,
- b) modellezés helytállóságából, valóságosságának mértékéből adódó episztemikus bizonytalanság, tekintettel az elemzési feltételekre és a modell pontosságára,
- c) az ismeretek és a terjedelem korlátossága miatti esetleges modellbeli hiányosságokból származó episztemikus bizonytalanság.

E bizonytalanságok hatásának értékelését részben mennyiségi, illetve minőségi bizonytalansági elemzés keretében, részben az érzékenységvizsgálatok részeként végzik mind az 1., mind a 2. szintű PSA-ban.

A paraméterbizonytalanságok (a) hatását numerikus bizonytalansági analízissel és a bemenő adatokra vonatkozó érzékenységvizsgálattal is értékelik.

A modellbeli hiányosságokból (c) és a modellezés helytállóságából (b) adódó modellbizonytalanságok forrásait tételesen feltárják, és az eredményekre gyakorolt hatásukat részletesen elemzik. Ezt kiemelt figyelemmel végzik a 2. szintű PSA esetén, amikor a különböző fizikai-kémiai jelenségeknek a radioaktív anyagok képződési és terjedési folyamataira gyakorolt hatását vizsgálják.

A 2. szintű PSA keretében végzett bizonytalansági vizsgálatok eredményeként meghatározzák az egyes kibocsátási kategóriák gyakoriságának, valamint az egyes kibocsátási kategóriákon belüli kibocsátás mértékének (mennyiségének) bizonytalansági jellemzőit.

A bizonytalansági elemzés dokumentációja a következőket tartalmazza:

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- a) a bizonytalanságelemzések alapfeltételezései, a bizonytalansági tényezők elemzésével,
- b) a bizonytalanságelemzések eredményei.

3.7.2. Érzékenységi vizsgálatok

Az érzékenységi vizsgálatok elsősorban azoknak a tényezőknek a meghatározására irányulnak, amelyek változására a számszerű eredmények érzékenyen reagálnak.

Numerikus érzékenységi vizsgálatot végeznek a PSA-modellben szereplő bázisesemények és karakterisztikus bázisesemény-csoportok (például kezdeti események, hardvermeghibásodások, emberi hibák) valószínűségét meghatározó paraméterek értékének variálásával történő kockázatszámítással. Ennek eredménye alapján értékelik, hogy a paraméterértékek változása milyen mértékben hat a kockázatra.

Kiemelt figyelmet fordítanak az érzékenységi vizsgálatra a leállási üzemállapotok elemzésében, mivel az üzemállapot-definíciókat meghatározó adatok, erőművi paraméterértékek, valamint az üzemállapotokhoz tartozó rendszer- és folyamatjellemzők értékei az elemzések bemenő adatait – és így az elemzések végeredményeit – jelentős mértékben meghatározzák. Az érzékenységi vizsgálatok kiterjednek ezen jellemzők hatásának leírására.

Numerikus érzékenységi vizsgálatot végeznek annak megítélésére, hogy a lényeges elemzési feltételek változtatása milyen mértékben hat az eredményekre. Az elemzési eredmények elfogadhatósága érdekében igazolják, hogy:

- a) az eredmények függése a feltételezésektől elfogadható mértékű,
- b) a tett feltételezések érvényben maradnak az erőmű teljes üzemideje alatt, illetve rögzítik ezen előírás teljesülésének kritériumait, azaz az adott elemzés érvényességi határait.

A 2. szintű PSA keretében külön érzékenységi vizsgálatokat végeznek a jelentős bizonytalansággal rendelkező tényezők hatásának értékelésére. E tényezők között a fizikai folyamatok leképezését tartalmazó különböző modellváltozatok, modellezési feltételezések és bemenőparaméter-értékek eredményekre gyakorolt hatását vizsgálják.

Ezen érzékenységi vizsgálatokat felhasználják a bizonytalanságok számos szóba jöhető forrása közül a dominánsak kiválasztására, amelyek kijelölik a részletes bizonytalansági hatásvizsgálatok körét.

Az érzékenységi vizsgálatok dokumentációja a következőket tartalmazza:

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- a) az érzékenységvizsgálat tárgyát képező tényezők felsorolása és a kiválasztás indokai,
- b) az érzékenységvizsgálat eredményei táblázatos formában.

3.7.3. Fontossági elemzés

A fontosságelemzés a zónasérülésben szerepet játszó különböző tényezők fontossági sorrendbe állítására irányul. Azt határozza meg, hogy azt adott tényezőnek mekkora a hozzájárulása az eredményekhez. Az ilyen típusú elemzés kiválóan alkalmazható a létesítmény gyenge pontjainak feltárására, és a biztonságot érintő átalakítások hatásosságának meghatározására, ezért nagy jelentőséggel bír.

Numerikus fontossági elemzést végeznek annak érdekében, hogy

- a) számszerűleg meghatározzák a vizsgált események, eseménycsoportok relatív hozzájárulásának mértékét a végesemények valószínűségi jellemzőihez, azaz a kockázati mutatókhoz,
- b) igazolják a hozzájárulások meghatározott mértékének elfogadhatóságát és kellő mértékű kiegyenlítetttségét.

Legalább az alábbi eseményekre és eseménycsoportokra készítenek fontossági számítást:

- a) modellbeli bázisesemények,
- b) bázisesemény-csoportok:
 - egy rendszer vagy rendszerág berendezéshibái,
 - emberi hibák,
 - közös okú hibák,
- c) minimálmetszetek,
- d) kezdeti események és azok típuscsoportjai (például belső események, specifikus veszélyek),
- e) eseményláncok.

A fontossági számítást a leállási üzemállapotok elemzése során kiterjesztik az egyes üzemállapotok kockázati hozzájárulásának meghatározására is.

A fontossági elemzést a PSA összes numerikus eredménye – azaz teljes terjedelme – vonatkozásában elvégzik, ideértve az 1. és 2. PSA-t, az összes vizsgált kezdeti eseményt és az összes vizsgált radioaktivitás-kibocsátási forrást.

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

A fontossági elemzés során a nemzetközileg elfogadott fontossági tényezők (például kockázatcsökkentési tényező, kockázatnövelési tényező) numerikus értékeit határozzák meg.

A fontossági elemzés dokumentációja a következőket tartalmazza:

- a) a fontossági elemzésbe bevont tényezők ismertetése és a kiválasztás indokolása,
- b) a fontossági elemzések eredményei táblázatos formában.

3.8. Dokumentálás

A PSA dokumentációját úgy állítják össze, hogy az igazolja

- a) az elemzés céljainak teljesülését,
- b) az elemzés végrehajtásának a nemzetközi gyakorlattal, módszerekkel és ajánlásokkal való összhangját,
- c) a kapott eredmények és következtetések megalapozottságát.

A dokumentáció egyúttal olyan szerkezetben és tartalommal készül, amely lehetővé teszi:

- a) külső, független felülvizsgálatok elvégzését,
- b) az eredmények további felhasználását, alkalmazását,
- c) az eredmények (illetve a teljes elemzés) rekonstruálását.

A dokumentáció összeállításakor törekednek a teljességre, azaz:

- a) összefoglalják az elemzés eredményeinek rekonstruálásához, az elemzés továbbfejlesztéséhez, az „élő PSA” megvalósításához szükséges információkat,
- b) leírják az elemzés során tett feltételezéseket, korlátozásokat, elhanyagolásokat, kizárásokat (szűréseket) és azok indokolását,
- c) leírják az alkalmazott módszerek kiválasztásának szempontjait.

A PSA dokumentációja három fő szerkezeti egységből áll: zárójelentés (összefoglaló), részletes műszaki dokumentáció és mellékletek.

A zárójelentésben összefoglalóan ismertetik az elemzés célját, terjedelmét, az alkalmazott módszereket, valamint a kapott eredményeket és levont következtetéseket. Leírják, hogy a PSA-eredményeket milyen módon használták, illetve használják fel az erőmű különböző életciklusszakaszaiban.

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

A részletes műszaki dokumentációban világosan és követhető módon mutatják be a teljes elemzési folyamatot. A dokumentáció minimálisan az alábbiakat ismerteti:

- a) definiált erőművi üzemállapotok,
- b) figyelembe vett kezdeti események definíciója, kiválasztásuk módszere, gyakorisága, érvényességi tartománya,
- c) az egyes kezdeti események következményeit elhárító fő- és segédrendszerek és azok sikerkritériumai,
- d) az eseménylánc-elemzés folyamata és eredményei, ideértve az eseményfákat, a fastruktúra logikáját, az alkalmazott elemzési feltételezéseket, az elágazási csomópontokhoz rendelt sikerkritériumokat,
- e) a rendszerelemzés folyamata és eredményei, ideértve a rendszerek működésének leírását és egyszerűsített sémaképeket a hibafaelemzésben vizsgált funkciók terjedelmében, a rendszerek egymással való kapcsolatát és határait, az egyes hibafákat, a fastruktúra logikáját, az alkalmazott feltételezéseket, a komponenshatárok és hibamódok, valamint a hibafa-csúcsesemények definícióit,
- f) a rendszerek működését, az üzemzavari és baleseti helyzetek kialakulását befolyásoló operátori beavatkozások, az emberi megbízhatóság elemzésének folyamata,
- g) a belső és külső veszélyek elemzésének folyamata, ideértve a veszélyeztetettség elemzést, az erőművi válasz és sérülékenység elemzését, az azok meghatározásához szükséges telephelyi és technológiai információkat és a PSA-modell kidolgozásának jellemzőit,
- h) az összes bemenő numerikus adat értéke és forrása, ideértve a kezdeti események gyakoriságát, a komponensmeghibásodások, emberi hibák, közös okú hibák és szoftverhibák adatainak pontértékét és bizonytalansági jellemzőit,
- i) az eseménylánc-számítások eredményei, ideértve a pontértékszámítások, bizonytalansági, érzékenységi és fontossági vizsgálatok eredményeit.

Az elemzések alapján készített jelentés egyértelműen dokumentálja a PSA fontos megállapításait, ideértve:

- a) az azonosított sérülékenységeket,
- b) fő operátori beavatkozásokat,
- c) a különböző biztonsági rendszerek lehetséges előnyeit, és

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- d) azokat a területeket, amelyek lehetőséget nyújtanak az erőmű és/vagy a konténment működésének vagy hardverének továbbfejlesztésére.

4. HIVATKOZÁSOK

- [1] Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants.
IAEA Specific Safety Guide No. SSG-3, 2010
- [2] Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants.
IAEA Specific Safety Guide No. SSG-4, 2010
- [3] Az 5/2015. (II. 27.) BM rendelet az atomenergia alkalmazásával kapcsolatos sajátos tűzvédelmi követelményekről és a hatóságok tevékenysége során azok érvényesítésének módjáról.
- [4] Regulatory Review of Probabilistic Safety Assessment (PSA) Level 2, IAEA-TECDOC-1229, July 2001
- [5] Level 2 PSA Methodology and Severe Accident Management, OECD/GD(97)198, 1997
- [6] Review of Probabilistic Safety Assessments by Regulatory Bodies. IAEA Safety Series No. 25, 2002
- [7] European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants, Volume 2, Chapter 1, Safety Requirements, Revision C, April 2001
- [8] Chatelard P., Reinke N., Arndt S., Belon S., Cantrel L., Carénini L., Chevalier-Jabet K., Cousin F., Eckel J., Jacq F., Marchetto C., Mun C., Piar L., "ASTEC V2 severe accident integral code main features, current V2.0 modelling status, perspectives", *Nuclear Engineering and Design*, 272 (June 2014), p.119-135
- [9] A.Wielenberg, L.Lovasz, P.Pandazis, A.Papukchiev, L.Tiborcz, P.J.Schöffel, C.Spengler, M.Sonnenkalb, A.Schaffrath: Recent improvements in the system code package AC2 2019 for the safety analysis of nuclear reactors *Nuclear Engineering and Design* Volume 354, 1 December 2019,
- [10] Chan Y. Paik, Laurie A. Bromberek: MAAP5 Modular Accident Analysis Program for LWR Power Plants Transmittal Document for MAAP5-VVER Beta Version Prepared under EPRI MAAP5-VVER Development Contract 100004784 01/19/17
- [11] R. O. Gauntt, et. al.: MELCOR Computer Code Manuals. Vol. 1: Primer and Users' Guide Version 2.2.14959. SAND 2019-12536 O, October 2019

Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések

- [12] R. Dolganov, A. Fiskov, V. Sidorov: Description of software package SOCRAT/V3 JSC Atomproekt 2018
- [13] Dispersion of Radioactive Material in Air and Water and Consideration of
Population Distribution in Site Evaluation for Nuclear Power Plants,
IAEA Safety Guide NS-G-3.2, 2002
- [14] ICRP, 1992. Principles for Intervention for Protection of the Public in a
Radiological Emergency.