

A3.11. sz. útmutató

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

Verzió száma:

4.

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 kormányzati igazgatási szerv, kormányzati főhivatal. 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 üzemben 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 fejt ki, azokat az érintettekhez eljuttatja, és a társadalom minden tagja számára hozzáférhetővé teszi. Az atomenergia alkalmazásához kapcsolódó nukleáris biztonsági, 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! 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 teljeskörűségét 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.	Vonatkozó jogszabályok és előírások	8
2	Meghatározások és rövidítések	14
2.1	Meghatározások	14
2.2	Rövidítések	17
3	Az útmutató ajánlásai	18
3.1	Általános ajánlások	18
3.1.1	PSA célja	18
3.1.2	PSA terjedelme	21
3.1.3	PSA minőségbiztosítása	23
3.2	Validáció és Verifikáció	25
3.2.1	Általános ajánlások	25
3.2.2	A súlyos baleseti kódok leírása, validálása és verifikálása	26
3.3	Létesítményelemzés	27
3.3.1	Üzemállapotok definiálása	27
3.3.2	Kezdeti események kiválasztása	29
3.3.3	Eseményláncok elemzése	33
3.3.4	Rendszerelemzések	38
3.3.5	Emberi tevékenységek elemzése	44
3.3.6	Függőségek elemzése	48
3.3.7	Bemenő adatok meghatározása	50
3.3.8	Baleseti esemenyláncok számszerűsítése	55
3.4	Belső veszélyek elemzése	57
3.4.1	Általános ajánlások	57
3.4.1.1	Belső eredetű tűz elemzése	61
3.4.1.2	Belső elárasztás elemzése	64
3.4.1.3	Repülő tárgyak kockázatelemzése	67
3.4.1.4	Nehézteher-leesés kockázatelemzése	67
3.5	Külső veszélyek elemzése	68
3.5.1	Általános ajánlások	68
3.5.2	Specifikus ajánlások	72
3.5.2.1	Földrengés	72
3.5.2.2	Külső elárasztás	73

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

3.5.2.3	Szélsőséges hőmérsékletek	74
3.5.2.4	Szélsőséges szélterhelés	74
3.5.2.5	Szélsőséges esőzés, havazás	75
3.5.2.6	Extrém alacsony végső hőelnyelő vízszint	75
3.5.2.7	Villámcsapás	75
3.5.2.8	Emberi eredetű külső veszélyek	76
3.5.2.8.1	<i>Repülőgép becsapódás</i>	76
3.5.2.8.2	<i>Kapcsolódó külső távvezeték-hálózat zavarai</i>	77
3.5.2.8.3	<i>Telephelyhez közeli ipari, szállítási és katonai tevékenységek</i>	77
3.5.2.8.4	<i>Telephelyi veszélyes tevékenységek</i>	77
3.5.2.8.5	<i>Elektromágneses interferencia</i>	78
3.6	Konténmentelemzés	78
3.6.1	<i>Kapcsolat az 1. és a 2. szintű PSA között</i>	78
3.6.2	<i>Erőműsérülési állapotok definiálása</i>	79
3.6.3	<i>A pihentető medencét érintő súlyos balesetek</i>	80
3.6.4	<i>Konténmentrendszerek elemzése</i>	81
3.6.5	<i>Konténmentintegritás elemzése</i>	81
3.6.6	<i>Konténment-eseményláncok elemzése</i>	81
3.6.7	<i>Konténment-eseményfa kidolgozása</i>	82
3.6.7.1	<i>Súlyosbaleset-kezelés figyelembevétele</i>	84
3.6.7.2	<i>A CET-elágazások értékelése és számszerűsítése</i>	84
3.6.7.3	<i>Konténment-végállapotok értékelése és számszerűsítése</i>	86
3.6.8	<i>Kibocsátási kategóriák meghatározása</i>	86
3.7	Bizonytalansági, érzékenységi és fontossági vizsgálatok	87
3.7.1	<i>Bizonytalansági elemzés</i>	88
3.7.2	<i>Érzékenységi vizsgálatok</i>	88
3.7.3	<i>Fontossági elemzés</i>	89
3.8	Dokumentálás	90
4	Hivatkozások	93

1 BEVEZETÉS

1.1 Az útmutató tárgya és célja

Az útmutató ajánlásokat tartalmaz az NBSZ 3. kötetében 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. Vonatkozó jogszabályok és előírások

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

3.2.3.1500. „Az atomerőmű jelentette teljes kockázat meghatározására, a vonatkozó 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.”

3.2.3.1600. „Az atomerőművi blokk tervéhez, beleértve a kiégett üzemanyag-tároló és - kezelő rendszereket is, 1. és 2. szintű valószínűségi biztonsági elemzést kell kidolgozni, amely figyelembe vesz minden lehetséges üzemállapotot, rendszerkonfigurációt és valamennyi feltételezett kezdeti eseményt, amelyre más módszerrel nem bizonyítható, hogy a kockázathoz adott járuléka elhanyagolható. Az 1. és 2. szintű valószínűségi biztonsági elemzésekben - figyelembe véve a legkorszerűbb tudományos és technológiai eredményeket - figyelembe kell venni a külső veszélyeztető tényezőket. Ahol ez nem lehetséges, ott elfogadott alternatív elemzési megoldásokkal kell értékelni a külső veszélyeztető tényezők hozzájárulását az atomerőmű által képviselt kockázathoz.”

3.2.3.1700. „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, így különösen a repülő tárgyak, folyadék- és gőzsugár hatásait, a belső tüzet és elárasztást, valamint a környező ipari létesítmények üzemzavarait és emberi tevékenységek hatásait.”

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

3.2.3.1800. „Az 1. és 2. szintű valószínűségi biztonsági elemzés keretében a bizonytalansági és érzékenységi vizsgálatokat is el kell végezni, és minden alkalmazásnál tekintettel kell lenni azok eredményére.”

3.2.3.1900. „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 működési idők megfelelőségét igazolni kell.”

3.2.3.2000. „Emberi megbízhatósági elemzéseket kell végezni, figyelembe véve azokat a tényezőket, amelyek az atomerőművi blokk egyes üzemiállapotaiban hatással lehetnek az üzemeltető személyzet tevékenységére, teljesítőképességére.”

3.2.3.2100. „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.”

3.2.3.2200. „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.”

3.2.3.2300. „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.”

3.2.3.2400. „A valószínűségi biztonsági elemzést a rendelkezésre álló nemzetközi tapasztalatok, validált módszerek alkalmazásával az engedélyes minőségirányítási rendszerével összhangban kell elkészíteni, dokumentálni és karbantartani.”

3.2.2.0200. „A normál üzemet, valamint az atomerőmű tervezési alapjának részeként figyelembe vett állapotokra vezető eseményeket gyakoriságuk alapján az alábbi táblázat szerinti üzemiállapotokhoz kell rendelni.”

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

	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.	TA4	tervezési üzemzavarok	$10^{-2} > f \geq 10^{-5}$

3.2.2.2200. „A tervezéshez meg kell határozni mindazon feltételezhető kezdeti eseményt, amely befolyásolhatja az atomerőmű biztonságát, s ezekből determinisztikus módszerrel vagy determinisztikus és valószínűségi módszerekkel ki kell választani a tervezési alapba tartozókat.”

3.2.2.3000. „A külső veszélyeztető tényezők közül legalább az alábbiakat figyelembe kell venni:

- a) szélsőséges szélterhelés,
- b) szélsőséges külső hőmérsékletek,
- c) szélsőséges csapadékviszonyok,
- d) villámcsapás,
- e) árvíz, jeges árvíz, zöldrár, valamint alacsony vízszint,
- f) fel- és alvízi létesítmények sérülésének veszélye, g) szél által mozgatott repülő tárgyak,
- h) szélsőséges hűtővíz-hőmérsékletek és jegesedés,
- i) a telephely földtani alkalmasságának igazolásánál figyelembe vett földtani adottságok (különösen a földrengés, a talajfolyósodás),
- j) katonai és polgári repülőgépek becsapódása,
- k) telephelyhez közeli szállítási, ipari és bányászati tevékenységek,
- l) a kapcsolódó külső távvezeték-hálózat zavarai, beleértve annak tartós és teljes üzemképtelenségét,
- m) olyan, a telephelyen lévő vagy közeli létesítmények, amelyek tüzet, robbanást vagy egyéb veszélyt jelenthetnek az atomerőműre,

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

- n) egyéb telephelyen kívülről eredő tűz,
- o) elektromágneses interferencia, valamint
- p) biológiai eredetű veszélyek.”

3.2.2.3200. „Az egyedi események minden reális kombinációját figyelembe kell venni a tervezés során - beleértve a külső és a belső eredetű eseményeket is - , amelyek TA2-4 vagy TAK üzemállapothoz vezethetnek. A tervezésnél figyelembe veendő eseménykombinációkat mérnöki megfontolások és valószínűségi elemzések együttes figyelembevételével kell kiválasztani.”

3.2.2.3400. „A tervezéshez feltételezett kezdeti események köréből kiszűrhető:

- a) a rendszerek, szerelemek meghibásodásából vagy emberi hibából bekövetkező belső kezdeti esemény, ha a gyakorisága kisebb, mint 10^{-5} /év;
- b) a telephelyre jellemző külső emberi tevékenységből származó olyan veszélyeztető tényező, amelynek gyakorisága 10^{-7} /évnél kisebb, vagy ha a veszélyeztető tényező forrása olyan távol van hogy igazolható, hogy az atomerőművi blokkra várhatóan nem gyakorol hatást; valamint
- c) a 10^{-4} /évnél kisebb gyakorisággal ismétlődő természeti eredetű külső veszélyeztető tényező vagy olyan természeti eredetű külső veszélyeztető tényező, amelyekre igazolható, hogy nem képesek fizikailag veszélyeztetni az erőművet.”

3.2.2.3500. „Több blokkos atomerőművi telephelyen az atomerőmű egésze és a blokkok tervében figyelembe kell venni, hogy egyes külső veszélyeztető tényezők egyidejűleg érinthetik az atomerőmű minden blokkját.”

3.2.2.3510. „Több blokkal rendelkező atomerőmű esetében a tervezés során vizsgálni kell a blokkok által közösen alkalmazott biztonsági rendszerek közös okú meghibásodásának lehetőségét.”

3.2.2.3600. „Olyan telephely esetén, ahol több atomerőművi blokk is üzemel, vagy amelynek közelében más nukleáris létesítmény is üzemel, elemezni kell a blokkok és a létesítmények egymásra gyakorolt hatását a létesítmények valamennyi üzemállapotában és a feltételezhető összes veszélyeztető tényező által létrehozott körülmények között. A kölcsönhatások elemzésénél a létesítési, üzembe helyezési és a leszerelési életciklus szakaszokat is figyelembe kell venni.”

3.2.2.3810. „A TAK elemzésnek az összes elérhető, validált adatot figyelembe kell vennie, és ha lehetséges, kapcsolatot kell teremtenie a veszélyeztető tényezők súlyossága, így különösen nagysága, időtartama, valamint előfordulásának gyakorisága között. Ha lehetséges, meg kell határozni a veszélyeztető tényezők maximális, még megalapozott mértékű súlyosságát.”

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

3.2.2.3940. „A TAK események elemzésénél és az észszerűen megvalósítható biztonságnövelő intézkedések meghatározásánál:

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 berendezések képességeit, a vizsgált eseményhez kapcsolódó állapotokat és a tervezett baleset-elhárítási intézkedések hatékonyságát;

f) igazolni kell, hogy az alapvető biztonsági funkciót veszélyeztető a szakadékszél-effektus elkerüléséhez kellő tartalékok állnak rendelkezésre;

g) be kell mutatni az 1. és 2. szintű valószínűségi biztonsági elemzések eredményeinek figyelembe vételét;

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.

j) azonosítani és értékelni kell az alapvető biztonsági funkciók biztosításának leghatékonyabb módjait;

k) figyelembe kell venni az olyan eseményeket is, amelyek egyszerre érintenek több blokkot, valamint redundáns vagy diverz rendszert és rendszerelemet, illetve hatással vannak a telephelyi és a regionális infrastruktúrára, a telephelyen kívüli szolgáltatásokra és intézkedésekre, és

l) igazolni kell, hogy a több blokkal rendelkező atomerőmű esetén a közös használatú erőforrások elegendő mennyiségben állnak rendelkezésre, amelynek teljesüléséről helyszíni ellenőrzéssel is meg kell győződni.”

3.2.3.0600. „Az atomerőmű élettartama során minden, a nukleáris biztonság szempontjából fontos rendszert, rendszerelemet érintő, az engedélyezett

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

állapottól eltérő helyzetet okozó beavatkozás, módosítás megfelelőségét determinisztikus biztonsági elemzéssel vagy determinisztikus és valószínűségi biztonsági elemzések kombinációjával kell igazolni.”

3.2.3.0700. „A tervezési alapot, a tervezési alap kiterjesztését és ezek igazolását a tervezés lezárásakor, valamint az atomerőmű teljes élettartama során, rendszeres időközönként, továbbá lényeges új 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 lehetőségeket értékelni kell, és időben meg kell tenni a szükséges intézkedéseket.”

3.2.4.0600. „Valamennyi tervezett üzemállapot és feltételezett kezdeti esemény figyelembevételével - a szabotázst kivéve - a zónasérülési gyakoriság nem haladja meg a 10^{-4} /év értéket.”

3.2.4.0900. „A nagy vagy korai kibocsátással járó súlyos baleseti eseményláncok összegzett gyakorisága, minden kiinduló üzemállapotra és hatásra összegezve - kivéve a szabotázst esetét, valamint a földrengést - nem haladhatja meg a 10^{-5} /év értéket, de minden ésszerű átalakítás, beavatkozás alkalmazásával közelíteni kell a 10^{-6} /év értékhez. A követelmények teljesülését 2. szintű valószínűségi alapú biztonsági elemzésekkel kell igazolni. ”

3.3.5.1300. „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.”

3.3.7.0110. „A biztonság szempontjából fontos berendezéseket tartalmazó építményeket, a tűzkockázat-elemzés eredményeit figyelembe véve, kell tervezni.”

3.3.7.0400. „A tűzoltó rendszernek biztosítania kell az atomerőmű biztonság szempontjából fontos területeinek lefedettségét. A lefedettséget a tűzkockázat-elemzéssel kell igazolni.”

2 MEGHATÁROZÁSOK ÉS RÖVIDÍTÉSEK

2.1 Meghatározások

Az útmutató az Atv. 2. §-ban, 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 csúcsesemény egy adott rendszerfunkció teljesülésének elmaradását, megghiúsulását 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 zónasérüléshez vezető 1. szintű PSA-eseményláncok közül egybe gyűjti azokat, amelyek végállapotában hasonló a zónasérülés mértéke, a primerkör sérülésének mértéke és jellege, a konténmentrendszerek rendelkezésre állása, a konténment állapota és a belső forrástag stb. Az erőműsérülési állapotok paraméterei a zónasérülés, illetve a kibocsátás kezdetének időpontjában fennálló viszonyokra vonatkoznak. A PDS-eket az elemző határozza meg. PDS-nek tekinthetők olyan állapotok is, amelyekben nincs zónasérülés (pl.: by-pass kibocsátás, vagy konténmentsérülés zónasérülés nélkül), vagy csak részlegesen sérült a zóna (pl.: tömeges fűtőelemburkolat-sérülés).

Eseményfa:

Adott kezdeti esemény lehetséges következményeit írja le az egyes biztonsági funkciók teljesülése függvényében, logikailag rendezett, grafikus formában.

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

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

Eseménylánc:

Adott kezdeti eseményt követően a stabil biztonságos állapot fenntartásához szükséges biztonsági funkciók teljesülésének vagy elmaradásának lehetséges időbeli 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, többségi logikai, valamint transzferkapuk (illesztőkapuk) lehetnek.

Kezdeti esemény:

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

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 beavatkozást kell végrehajtani, amely jellemzően a blokk leállítását vagy leterhelését jelenti egy előre megadott teljesítményszintig, de az üzemeltetési feltételek és korlátok függvényében lehet a redundáns rendszerek vagy rendszerlemek soron kívüli működtetési próbája is.

Minimálmetszet:

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

Sikerkritérium:

Az esemenylánc 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 rendűségű eseményeket nem vesz 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
ET	Event Tree – eseményfa
FT	Fault Tree – hibafa
FMEA	Failure Mode and Effect Analysis – hibamód- és hatáselemzés
HAZOP	Hazard and Operation Assessment – veszély- és üzemeltethetőség-elemzés
HRA	Human Reliability Analysis – emberi megbízhatóság elemzése
LOCA	Loss of Coolant Accident – hűtőközegvesztéses üzemzavar
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
PSHA	Probabilistic Seismic Hazard Assessment – valószínűségi földrengésveszély-elemzés
STI	Surveillance Test Interval – ellenőrzési, tesztelési ciklusidő

3 AZ ÚTMUTATÓ AJÁNLÁSAI

3.1 Általános ajánlások

3.1.1 PSA célja

3.2.3.1500. „Az atomerőmű jelentette teljes kockázat meghatározására, a vonatkozó 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 üzemi állapotok, kezdeti események, radioaktivitás-források, eseményláncok, rendszerek és rendszeresemények, valamint az emberi tevékenységek körére. A kezdeti események között a külső veszélyeket 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 között

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

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

A meghatározó hozzájárulással rendelkező tényezők közül a kiemelkedően nagy bizonytalanságú tényezőket további vizsgálatnak kell alávetni a bizonytalanság csökkentése céljából.

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

3.2.3.2300. „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.”

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

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

A PSA-modelleket olyan részletességgel készítik el, hogy azok – a determinisztikus elemzésekkel együtt – felhasználhatók legyenek kockázatszempontrú döntésekhez és PSA-alkalmazásokhoz.

Az 1. szintű PSA eredményeit használják fel a súlyos balesetek kialakulását megakadályozni hivatott biztonsági rendszerek és az üzemzavarelhárítási utasítások gyenge pontjainak feltárására s ezen keresztül az átalakítások 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 TA4-üzemállapotra vezethetnek.

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

A PSA-modellek kidolgozását és az adatok összeállítását olyan részletességgel és rugalmas szerkezetben végzik el, hogy az kiindulási alapul

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

szolgáljon az elemzés rendszeres, időszakos frissítésére, azaz az „élő PSA” megvalósítására és a kockázatszempontrú alkalmazásokra.

A PSA-modellek kidolgozásához általános esetben minimálisan 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 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.

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 hibából adódó 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:

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

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

A 2. szintű PSA részeként:

- a) felméri a kialakuló komplex üzemzavari és 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 megadják. 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.

3.1.2 PSA terjedelme

3.2.3.1600. „Az atomerőművi blokk tervéhez, beleértve a kiégett üzemanyag-tároló és -kezelő rendszereket is, 1. és 2. szintű valószínűségi biztonsági elemzést kell kidolgozni, amely figyelembe vesz minden lehetséges üzemállapotot, rendszerkonfigurációt és valamennyi feltételezett kezdeti eseményt, amelyre más módszerrel nem bizonyítható, hogy a kockázathoz adott járuléka elhanyagolható. Az 1. és 2. szintű valószínűségi biztonsági elemzésekben - figyelembe véve a

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

legkorszerűbb tudományos és technológiai eredményeket - figyelembe kell venni a külső veszélyeztető tényezőket. Ahol ez nem lehetséges, ott elfogadott alternatív elemzési megoldásokkal kell értékelni a külső veszélyeztető tényezők hozzájárulását az atomerőmű által képviselt kockázathoz."

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) és 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 fontosságai elemzést egyaránt magába foglal.

A PSA a szóba jöhető radioaktivitás-források 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 eseményeket, 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 alkalmaznak.

Valószínűségi alapon a feltételezett kezdeti események köréből kiszűrik

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

- a) a rendszerek, rendszerelemek meghibásodása vagy emberi hiba, vagy mindkettő következtében bekövetkező belső kezdeti eseményt, ha a gyakorisága kisebb, mint 10^{-5} /év,
- b) a telephelyre jellemző külső emberi tevékenységből származó olyan eseményt, 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^{-4} /évnél kisebb gyakorisággal ismétlődő természeti eredetű külső hatás által keltett kezdeti eseményeket vagy olyan természeti eredetű külső hatásokat, amelyekre igazolható, hogy nem képesek fizikailag veszélyeztetni az erőművet.

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) Amennyiben integrált 1. és 2. szintű PSA-modell készül, akkor a kapcsolat erőműsérülési állapotok kijelölésével vagy anélkül is biztosítható.
- b) 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

3.2.3.1900. „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 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,

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

c) modellezik az emberi beavatkozásokat, valamint az ezek miatt feltételezhető potenciális hibákat.

3.2.3.2300. „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.”

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

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

3.2.3.2400. „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 a készített elemzést olyan módon dokumentálják, hogy az lehetővé tegye az aktualizálást az atomerőmű életciklusainak különböző fázisaiban. Az így aktualizált, azaz „élő PSA” valóság-hűen mutatja az atomerőmű mindenkori kockázatát.

Az elkészített PSA-t rendszeresen aktualizálják, figyelembe véve 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 3.2.3.0100. 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) szeparált effektus kísérleti adatok (komponens adatok),
- c) integrális kísérleti adatok és
- d) erőművi üzemi adatok, megtörtént súlyos balesetek (TMI, Fukushima) adatai.

A súlyos baleseti körülményekre ezen adatok rendelkezésre állása tipikusan korlátozott. Integrális kísérleti adatok rendelkezésre állnak a súlyos balesetek

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

korai fázisára, de a késői fázisokra az adatok elsősorban szeparált effektus 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 annak biztosítása érdekében, 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 rövid 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 A3.32 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 zónában, primerkörben valamint a konténmentben lezajló fizikai folyamatokat determinisztikus kódokkal szimulálják, amelyek két fő típusra oszthatók:

- a) integrális kódok
- b) mechanisztikus kódok

A *mechanisztikus* kódok az irányadó jelenségeket az alapelveken alapuló modellekkel számítják, az egyes fizikai jelenségek részletes leírásával, így alkalmazásuk csak olyan esetben ajánlott, ahol a számítógépes ráfordítások kérdése másodlagos. A mechanisztikus kódokat jellemzően a kutatásban használják súlyos baleseti kísérletek tervezésére és elemzésére. A mechanisztikus kódok használhatók a fűtőelem-pálcában lejátszódó, súlyos sérülést okozó egyes folyamatok hatásának közvetlen értékelésére, ideértve a fűtőelem-tabletta megduzzadását és 'habzását' a hasadási termék gázok tágulása miatt, a megduzzadt fűtőelem-tabletta és a burkolat közötti termomechanikus kölcsönhatást, a burkolat helyi felfúvódását a gyenge

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

pontoknál, az eutektikumképződéssel járó anyagösszetétel és jellemzők változását, az anyag megolvadását és gyertyás leolvadását, stb.

Az *integrált* kódok, amelyeket a PSA-ban rutinszerű alkalmazásokra terveztek, néhány jelenség egyszerűbb modelljét használják, így a számításokat viszonylag gyorsan (néhány órán vagy legfeljebb pár napon belül, a mai számítógépes technológia mellett) el lehet végezni. Mivel viszonylag gyorsan futnak, ezért ezek a kódok felhasználhatók sok különböző baleseti folyamat erőművi lefolyásának értékelésére, vagy lefuttathatók többször ugyanarra a baleseti folyamatra a bizonytalansági elemzések támogatására. Annak biztosítása érdekében, hogy a kód futási ideje kezelhető hosszúságú legyen, néhány jelenség modellezési módszere egyszerűbb, mint a mechanisztikus kódokban alkalmazott eljárások. A folyamatok számítása az integrált kódokban egyszerűbb és vegyes módon végezhető, például a burkolat sérülését (azaz a részaktivitás kikerülését) effektív burkolatsérülési hőmérséklet megadásával lehet jellemezni, míg az eutektikum hatását a fűtőelem olvadási tulajdonságaira egyszerűen a fűtőelem effektív olvadási hőmérsékletének csökkentésével lehet figyelembe venni. Annak mértékét, hogy ezek az egyszerűsítések meddig írják le megfelelően az adott folyamat fontos jellemzőit, a számított eredmények és kísérleti adatok és mechanisztikus kódokkal végzett párhuzamos számítások eredményeinek összehasonlításával lehet meghatározni.

Az alkalmazott determinisztikus súlyosbaleseti kódoknak képesnek kell lenniük szimulálni a tartályon belüli és konténmentjelenségeket, valamint a hasadási termékek transzportját a fűtőelemtől a környezetig.

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,
- b) tervezett leállás üzemanyag-átrakásra,
- c) tervezett leállás főjavításon kívüli egyéb karbantartásra.

Mindegyik üzemállapot elemzése során figyelembe veszik az összes lehetséges radioaktivitás-kibocsátási forrást (például reaktor, kiégett fűtőelemek pihentető- és tárolómedencéje), a leállási üzemállapotokban

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

pedig a fűtőelemek kezelésének valamennyi eljárását, illetve a sérülésüket okozható műveleteket (például átrakás közbeni leejtés).

A leállási üzemállapotok 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 (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 remanens hő teljesítményszintje, a reaktivitási tényező vagy az üzemanyag (vagy egy részének) elhelyezkedése (pl. pihentetőmedencében),
- c) a reaktorhűtő-rendszer 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 elárasztásvédelemhez szükséges elfolyási helyek el vannak zárva, ezért a tűz és elárasztás kockázata megnő),

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

- a) a reaktor kritikussága,
- b) a remanens hő nagysága,
- c) a fővízkör hőmérséklete és nyomása,
- d) primerköri vízszint
- e) fővízkör nyitott vagy zárt állapota,
- f) üzemelő hurkok száma,
- g) az üzemanyag helye,

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

- 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.

Az üzemállapotok azonosításának és csoportosításának dokumentációja a következőket tartalmazza:

- a) az elemzett, nem névleges teljesítményű, valamint a leállási üzemeltetési körülmények leírása az üzemállapotok meghatározása szempontjából,
- b) az üzemállapotok meghatározására és csoportosítására szolgáló módszer leírása, a kritériumok megfogalmazása,
- c) az üzemállapotok meghatározásának folyamata és 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, melyek kedvezőtlen feltételek mellett zónasérüléshez, illetve radioaktivitás környezeti kibocsátásához 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:

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

- 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.

Formális eljárással igazolják a PSA számára kijelölt kezdeti események terjedelmének teljeskörűségét, 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,
- c) fűtőelem-tároló hűtőrendszerének kiesése,
- d) fűtőelem-tároló hűtőközeg-vesztése.

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

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

- 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),
- c) a primerkörü integritás sérülésével járó események (például hideg állapotban nagy nyomású befecskendezés hatása),
- d) a reaktivitás szabályozásának elvesztésével járó események (például bórhígulás, szabályozórúd-kilökődés vagy szándékolatlan kihúzás).

Külön vizsgálják a leállási üzemállapotok eseményeit előidéző kezelői hibákat.

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

A hűtőközegvesztéssel járó (LOCA) kezdeti események esetén minimálisan az alábbiakat kell figyelembe venni:

- a) a kis, közepes és nagy LOCA kezdeti eseményhez vezető töréseket,
- b) azokat a töréseket, amelyek során a hűtőközeg kikerül a konténmentből,
- c) a kiváltott elhárítórendszeri működések és az üzemzavar sikeres kezelése szempontjából a következtükben kialakuló hasonló funkcióigény (üzemi, üzemzavari rendszerekkel kompenzálható / nem kompenzálható folyás, a kiáramló közeg 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 indokai,
 - a módszerek alkalmazásának eljárásai,
 - a módszerek forrásdokumentumainak egyértelmű hivatkozásai.
- b) A kiválasztott módszerek konkrét alkalmazásának leírása:
 - az általános, az erőmű-specifikus vagy más erőművek üzemi tapasztalataiból vett kezdeti események forrásainak megnevezése, alkalmazásuk indokai, ideértve a figyelembe vett kezdeti események alkalmazhatóságát,
 - az összes FMEA-elemzés eredményének leírása,
 - az alkalmazott hibafa- és emberitényező-elemzések leírása,

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

- 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 továbbkategorizálják 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 összevonatan, egyetlen kezdeti eseménnyel helyettesítik, mely a csoportba tartozó összes kezdeti eseményt reprezentálja. 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 számítógépes kódokban definiálható logikai kapcsolók alkalmazásával további csoportosítási (vagy össze nem vonhatósági) szempontok vehetők figyelembe, ilyenkor a logikai kapcsolók alkalmazásának részletes dokumentálásával biztosítható a kezdeti események rendszerének átláthatósága.

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

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

- a) a kezdeti eseménycsoportok 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) az átláthatóság,
- b) értelmezhetőség,
- c) elemezhetőség.

Az átláthatóság formai szempontja szerint az eseményfa optimális méretű legyen, amelyben az eseményláncok száma még kezelhető, ugyanakkor az eseménylánc-szinten modellezett függőségek nem vesznek el. Fontos az eseményfákhoz tartozó határfeltételek és az eseményláncfüggő logikai kapcsolók érthető, követhető dokumentálása.

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

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 is 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 újraelemzés vagy a felülvizsgálat során a baleseti eseményláncokhoz rendelt végállapotok gyakoriságának számszerűsítését eseménylánconként, egy-egy rendszer rendelkezésre nem állásának számszerűsítését hibafánként, illetve az összes eseményfára és hibafára együtt lehessen elvégezni.

Minden egyes kezdetiesemény-csoportra, vagyis a csoportot reprezentáló kezdeti eseményre el kell végezni az eseményfa-elemzést, melynek 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 rendszerekre, mind a kezelői beavatkozásokra vonatkozóan, figyelembe véve a kialakult üzemzavari állapotok helyreállításának lehetőségeit.

Az eseményláncok vizsgálatát a zóna-, illetve fűtőelem-sérülés végállapotain 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 (ET) formájában ábrázolják. Az eseményfák elágazási csomópontjaihoz biztonsági funkciókat rendelnek, amelyek

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

teljesülése szükséges a zóna-, illetve fűtőelem-sérülés végállapotai kialakulásának megakadályozásához. A reaktor esetében 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 konténmentrendszerek 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 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 rendszerek funkcionális sikerkritériumainak leírása, ideértve a szükséges működési időket és emberi beavatkozásokat,
- 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 (sikerkritériumait) az összes eseményfa összes eseményláncaiban szereplő összes elágazáshoz (biztonsági funkció teljesítéséhez) meghatározzák. A sikeres beavatkozások az eseményláncok 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 eseményláncban modellezett körülmények közötti működéséről, ezért a sikerkritériumok meghatározását a lehető legnagyobb mértékben olyan determinisztikus biztonsági elemzésekre (folyamatszimulációra) alapozzák, ahol a legjobb becslés módszerét alkalmazzák.

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

3.2.3.2100. „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 sikerkritériumokat az adott biztonsági funkciót ellátó fő- és segédrendszerekre egyaránt meghatározzák, figyelembe véve a közöttük levő funkcionális és fizikai kapcsolatokat, valamint hogy ezek mennyire függenek 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

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

– a rendszer helyreállítását figyelembe veszik, csakúgy, mint az újabb meghibásodás lehetőségét az elvárt működési időn belül.

Egy-egy rendszerhez, eseményfaelágazási ponthoz tartozó sikerkritérium definiálása során figyelembe kell venni, hogy az adott eseménylánc 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, az adott üzemállapothoz tartozó időszakon belül figyelembe veszik:

- 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:
 - 1. szintű PSA eseményláncainak terjedelme,

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

- 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 végállapotaként legalább

- a) a stabil, lehűtött reaktorállapotot,
- b) a zóna sérülését

definiálják.

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 következtében), 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 (FT) 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,
- c) a rendszerhibafák szerkesztése.

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

A sikerkritériumok meghatározzák, hogy egy 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 megismeréséhez hozzátartozik a rendszer kiinduló állapotának és 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) – jelölésére egyértelmű azonosítórendszert alkalmaznak, amely egyrészt összhangban van az atomerőműben használt alfanumerikus jelölérendszerrel, másrészt pedig hatékonyan támogatja a PSA eredményeinek kiértékelését és értelmezését.

Szisztematikus hibamód- és következményvizsgálatra (például FMEA) alapozva alakítják ki a hibalogikai modellt. A FMEA-hoz, illetve 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,
- c) kiterjednek a gépész, villamos és irányítástechnikai rendszerek rendszerlemeire.

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

A hibafamodellnek tartalmaznia kell az összes szükséges rendszerelemet, amelyre az adott biztonsági funkció ellátásához szükség van és az összes szükséges segédrendszer-elemet is, ideértve az olyan passzív elemeket, amelyek meghibásodása a rendszer funkcióvesztését okozza.

A báziseseményeket tehát azon a szinten célszerű kijelölni, ahol azok logikailag függetlennek tekinthetők, és üzemi tapasztalatokból származóan megfelelő statisztikai adatok állnak rendelkezésre – így biztosítható a modell valósághűsége. Ez a szint általában a berendezések meghibásodási módjainak a szintje. Például egy szivattyú hibafamodellje elkészíthető ugyan az apró alkatrész szintjéig, de nincs értelme az ilyen részletességű modellezésnek, ha nincs statisztikai információk az alkatrészek megbízhatóságára vonatkozóan. Ugyanakkor magasabb szintű bázisesemények kijelölése sem célszerű, mert sérül a függetlenség elve, és nem valószínű, hogy megfelelő statisztikai adatok állnak rendelkezésre. 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.

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 is.

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 működəsi igényre, egy további csoporton éppen karbantartást végezhetnek. A karbantartás miatt üzemképtelen berendezések modellezésénél a tényleges karbantartási utasításokból és az erőműi gyakorlatból érdemes kiindulni (pl. a karbantartott berendezés üzembe visszavétele esélyének figyelembevétele céljából). A tesztelési és karbantartási tevékenységek modellezését rendszer-, vagy rendszerelem-

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

szinten hajtják végre. Az elemzés során felméri az e tevékenységek alatti üzemképtelenségeket és azokat a hibafában modellezik.

A működési igény felmerülésekor a karbantartáson levő berendezések csak kis valószínűséggel helyezhetők ugyan üzembe, azonban a lehetőséget nem szabad kizárni, éppen úgy, mint ahogy a karbantartás miatti üzemképtelenségét is figyelembe lehet venni. A karbantartás miatti üzemképtelenség 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 lepróbálás alatti berendezésekre, rendszerekre. Amennyiben a próbaállapot nem élesedik vissza automatikusan, illetve nem állítható vissza üzemi állapotra, úgy jelenjen meg a modellben a próba miatti üzemképtelenség is.

A modellezéshez felhasználják az üzemeltetési feltételek és korlátok között szereplő

- a) a ciklikusan tesztelt, illetve ellenőrzött rendszerekre és rendszerelemekre előírt ellenőrzési és próbaciklusidők (STI) értékeit.
- b) Az STI-értékek hatásának számszerűsítésénél figyelembe veszik az ellenőrzések/próbák alatti üzemképtelenségek és egyéb rontó tényezők, illetve e tevékenységek által előidézett megbízhatóság-növekedés egymással ellentétes hatásait.

A tesztelési és karbantartási tevékenységeket a PSA-ban modellezik és változtatás esetén a PSA-modellbe átvezetik.

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,

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

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 szerelemhibák 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 becsülik. A redundáns számítógépes rendszerek funkcióellátási megbízhatóságának értékelése során a redundáns ágak hardverelemei mellett a szoftveregységek közös okú hibáinak fellépési lehetőségeit is vizsgálják.

A hibafa-szerkesztéssel kapcsolatban megfogalmazhatók az átláthatóság, az értelmezhetőség és az elemizhetőség 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. 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 – csúcseeményeknek, báziseseményeknek, logikai operátoroknak (kapuknak) – jelölésére egyértelmű azonosítórendszert alkalmaznak, amely egyrészt összhangban van az atomerőműben használt alfanumerikus jelölésrendszerrel, másrészt 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.

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

Minimális elvárás azonban, hogy a transzferkapu elnevezése és leírása egyértelműen utaljon a hibafa folytatási helyére.

Az értelmezhetőség magában foglalja a báziseseménytől a csúcseseményig tartó hibafaágak és a hibafában szereplő elemek azonosítását, leírását. A leírások bemutatják a modellezett folyamatokat valamennyi hibafaágra.

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 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:
 - 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 eredményül kapott minimálmetszeteket (minimális hibakombinációkat) áttekinteni. Amennyiben ilyen ellenőrzés készül az elemzés során, úgy érdemes a minimálmetszetek listáját dokumentálni.

3.3.5 Emberi tevékenységek elemzése

3.2.3.2000. „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 üzemzavari eseményláncok lefolyását befolyásoló tevékenységekre, illetve azok hibáira, ideértve a szóba 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, ami 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.

A numerikus vizsgálatokat kiterjesztik az eredményeket befolyásoló tényezők hatásának érzékenységi és bizonytalansági elemzésére.

Az emberi megbízhatósági paraméterek számszerűsítéséhez – erőmű-specifikus üzemviteli tapasztalatok hiányában – felhasználják más

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

atomerőművek tapasztalatait, elemzési eredményeit (általános adatokat) is, 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.

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 báziseseményeiként, valamint azok paramétereiként veszik figyelembe.

A kezdeti esemény kialakulásához vezető emberi hibákat mind a névleges teljesítményű, mind az attól eltérő többi (leállási) üzemállapot 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. Ezen hibák az eseményláncok kialakulását kedvezőtlen irányba befolyásolják.

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

Egyes esetekben összevonásra kerülnek a rendszerfunkciók elmaradását leképező eseménnyel, ekkor az adott rendszerre kidolgozott hibafába 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 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 karbantartó csoport 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.

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

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. Ez fordítva azt jelentheti, hogy egy sikertelen beavatkozást követő beavatkozás hibájának a valószínűsége nagyobb lesz.
- c) Hasonló függőség tételezhető fel egy adott beavatkozás és az azt megelőző berendezés vagy rendszer szükséges működésének sikere között. A sikertelen működés vagy bekövetkező üzemképtelenség (modellezési technikától függően) megnövelheti a beavatkozás sikertelenségének esélyét. A PSA-modellben ezért figyelembe vehető, hogy az emberi beavatkozások hibájának valószínűsége eseménylanconként más és más lehet.

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 módja (ez a két esetben különbözik egymástól),
 - az emberi tényező elemzési eljárásainak leírása mind a három beavatkozási típusra,
 - 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 beavatkozás-típusonként,
 - az azonosított beavatkozásokra vonatkozó erőmű-specifikus 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

3.2.3.1700. „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, így különösen a repülő tárgyak, folyadék- és gőzsugár hatásait, a belső tüzet és elárasztást, valamint a környező ipari létesítmények üzemzavarait és emberi tevékenységek hatásait. ”

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:

- 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 kiemelt figyelmet fordítanak a belső és külső veszélyek – mint kezdeti események – hatásának vizsgálatára.

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 figyelembevételére érdekében közös okú hibaként modellezik.

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

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

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 kategóriába és ezért explicit modellezésük nem lehetséges. E függőségek mint **közös okú hibák** (CCF) fellépését az azonos tervezési és gyártási folyamat, valamint az azonos üzembe helyezési, 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), amelyekben feltételezett egyidejű meghibásodások azonos kiváltó okokra és érvényesülési mechanizmusokra vezethetők vissza.

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

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

A függőségek elemzését az erőmű összes üzemállapotára vonatkozóan elvégzik.

A közös okú meghibásodások elemzésének dokumentációja a következőket tartalmazza:

a) Módszertani információ:

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

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

- a paraméter-meghatározás módja a paraméter-források megjelölésével.
- b) Az elemzés eredményeinek ismertetése:
 - a minőségi elemzés eredményei: azonos közös okú csoportba tartozó berendezések listája,
 - a szűrés eredményei: a továbbbelemzendő közös okú meghibásodások listája,
 - a paraméterbecslések eredményei az egyes közös okú meghibásodásokra,
 - a felhasznált, erőmű-specifikus információk és alkalmazásuk eredményei.

3.3.7 Bemenő adatok meghatározása

3.2.3.2200. „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 valóságghűen jellemezzék az erőmű tervezési alapjában szereplő, a PSA-modellezés során felhasznált információkat,
- b) a bemenő adatok meghatározásához elsősorban az adott erőműre jellemző (erőmű-specifikus) információkat, adatokat használják fel, kiegészítve az azonos típusú többi erőmű (típus-specifikus) információival, adataival.

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 erőmű-specifikus tapasztalati adatokat és az általános adatokat együttesen használják fel.

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

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

A bemenő adatok meghatározása az alábbiakra terjed ki:

- a) kezdeti események gyakorisága,
- 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, mely vizsgálat eredményeként a bizonytalansági jellemzőket számszerűsítik,
- b) a leállási üzemállapotokban lehetséges hibák fellépésének körülményeit, mely vizsgálat eredményeként szükség szerint módosításokat végeznek a névleges teljesítményű üzemre vonatkozó adatokhoz, paraméterértékekhez képest,
- c) az alkalmazott új típusú rendszerelemeket, mivel ezekre erőmű-specifikus 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 kezdetiesemény-csoportok esetén a csoport gyakorisága megegyezzen a csoporton belüli kezdeti események gyakoriságának összegével. A kezdeti események vizsgálatánál meghatározzák továbbá a gyakoriságsadat bizonytalansági jellemzőit is.

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

Egyes kezdeti események soha egyetlen atomerőműben sem történtek meg, vagy nagyon ritkán fordultak elő, így a rendelkezésre álló összes üzemidő tükrében vélhetően az esetükben alkalmazott alacsony gyakoriságnál is

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

kisebb frekvenciával rendelkeznek. Ilyen esetben célszerű valamilyen segédelemzést, szakértői 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 gyakoriságértékek megalapozottságának indokolása céljából összehasonlítást végeznek a hasonló típusú erőművekre rendelkezésre álló üzemeltetési tapasztalatokkal.

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

- a) az adott rendszerelem működését,
- 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 elvárt üzemidők hosszát is.

A specifikus információk az atomerőműben található üzemvitellel kapcsolatos naplók, berendezés-életrajzi dokumentumokból, karbantartási adatbázisokból, esetleg rendszerelem-megbízhatósági adatbázisokból gyűjthetők össze. Az így képzett adat nem fedi 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 lényege, hogy az adatforrásban a berendezés típusa és hibamódja hasonló legyen a PSA-ban modellezetthez. Nem elvárás a teljes azonosság, de törekedni kell a lehető legjobb egyezésre.

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

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 is. Az erőmű-specifikus 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 szűrési 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 is 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, valamint az üzemeltetési és karbantartási eljárások előírásaival, felhasználva és feldolgozva a rendelkezésre álló üzemeltetési tapasztalati adatokat.

A bemenő adatok elemzésének dokumentációja a következőket tartalmazza:

- a) Módszertani információ:
 - az adatforrások kiválasztásának módja (specifikus, általános, kombinált),
 - a specifikus információ gyűjtésének és feldolgozásának módja, a felhasznált erőműves dokumentáció,
 - adatgyűjtés esetén a berendezéscsoportok összeállításának módja és eredménye,
 - az atomerőművi információ forrásainak értelmezése, berendezés-történeti feljegyzések, eseménynaplók és eseményjelentések alkalmazása,
 - az alkalmazott adatkombinációs eljárások ismertetése,
 - nyersadatok feldolgozásának módszerei.
- b) Az elemzés eredményei adatonként:
 - az egyes adatforrások kiválasztásának indokai, alkalmazhatóságuk igazolásával,

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

- erőmű-specifikus adat esetén az összes felhasznált atomerőművi információ ismertetése,
- az egyes kezdeti események gyakoriságának számításaihoz alkalmazott hibafa- vagy emberi tényező elemzések ismertetése,
- 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 is 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 (a PSA felhasználásának függvényében, például hatósági korlátoknak való megfelelés igazolásakor) konzervatív adatokat használnak. Ha ez utóbbiak jelentősen befolyásolják az 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 pontértékszámítások eredményeinek a célértékekkel történő összevetésével igazolják.

Az elfogadási kritériumok alapján igazolják, hogy valamennyi feltételezett kezdeti eseményből kiinduló eseményláncre – a szabotázst kivéve – a zónasérüléssel járó esetek összegzett gyakorisága az összes erőművi üzemi állapot figyelembevételével üzemelő atomerőművi blokkokra nem haladja meg a 10^{-4} /év értéket.

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

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

A számítások során minimálisan az alábbi mennyiségeket határozzák meg:

- a) az 1. és 2. szintű PSA-modell végeseményeinek (zónasérülés, nagy radioaktivitás-kibocsátás) 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,
- h) a kezdeti események, kezdetiesemény-csoportok, erőművi üzemállapotok és erőműsérülési állapotok hozzájárulásának mértéke az egyes kibocsátási kategóriák gyakoriságához.

Ettől eltérő vágási érték használata esetén megadják az alkalmazott vágási értéket, és bemutatják annak megalapozottságát. A számszerűsítés során gyakoriságszámítás esetén $10^{-9}/\text{év}$ értéknél nagyobb vágási értéket nem alkalmaznak.

A számítások során az egyes eseményláncokra vonatkozóan igazolják, hogy az adott vágási érték mellett a figyelembe nem vett minimálmetszetek együttes (kumulatív) gyakorisága elhanyagolható (nem számottevő) mértékű mind az 1., mind a 2. szintű PSA végeseményeinek gyakoriságához képest.

Az eseményláncok numerikus értékelése mellett elvégzik a logikai kiértékelésből kapott minimálmetszetek érvényességének felülvizsgálatát is, 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 üzemállapotok elemzésében keresztellenőrzésnek vetik alá annak érdekében, hogy a különböző üzemállapotokhoz tartozó logikai eredmények (minimálmetszetek) közötti ellentmondásokat kiszűrjék.

Az eredmények dokumentációja minimálisan a következőket tartalmazza:

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

- a) a számszerűsítéshez alkalmazott vágási érték meghatározásának és alkalmazásának módja,
- b) táblázatok az összes nem sikerre (success/OK/stb.) vezető 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

3.2.3.1700. „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, így különösen a repülő tárgyak, folyadék- és gőzsugár hatásait, a belső tüzet és elárasztást, valamint a környező ipari létesítmények üzemzavarait és emberi tevékenységek hatásait”

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 radioaktivitáskibocsátási 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:

- belső eredetű tűz és robbanás,
- belső elárasztás,
 - nagyenergiájú csővezetéktrések,
 - gázok, gőzök, veszélyes anyagok kibocsátása.
- repülő tárgyak,
- nehéz teher leesése,

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

Az elemzést a következő fő lépésekben végzik:

- adatgyűjtés a belső veszélyekről,
- belső veszélyek azonosítása,
- belső veszélyek szűrése,
- belső veszélyek burkoló és részletes elemzése.

A belső veszélyek elemzéséhez a következő adatokat gyűjtik össze:

- a tervezési adatokat, különös tekintettel, a belső veszélyekkel szembeni védelem biztosítására alkalmazott tervezési megoldásokra,
- az épület-, rendszer-, rendszerelemtervrajzokat,
- a belső veszélyekkel szembeni védelem erőművi dokumentumait (pl. tűzvédelmi, tűzoltási terv),
- információkat a belső veszélyek fellépéséről visszamenőleg,
- potenciálisan veszélyt okozó források jellemzőit.

3.2.2.3200. „Az egyedi események minden reális kombinációját figyelembe kell venni a tervezés során - beleértve a külső és a belső eredetű eseményeket is - , amelyek TA2-4 vagy TAK üzemállapothoz vezethetnek. A tervezésnél figyelembe veendő eseménykombinációkat mérnöki megfontolások és valószínűségi elemzések együttes figyelembevételével kell kiválasztani.”

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

Több veszély együttes fellépésével számolnak abban az esetben, ha

- egy belső veszély fellépése egy másik belső veszély fellépését okozhatja (például repülő tárgyak csőtörést és ezen keresztül belső elárasztást okozhatnak),
- 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.

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

A szűrés elvégzéséhez kritériumokat határoznak meg, amelyekre igazolják, hogy felhasználásuk csak az elhanyagolható kockázati hatású veszélyeket zárja ki a további, részletes vizsgálatból. A szűrés 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 szűrés kritériumok alapján zárják ki a további részletes vizsgálatból:

- A vizsgált esemény potenciális károkozó hatása lényegesen kisebb, mint valamely, a tervezési alapban szereplő eseményé vagy hatása nem okoz kezdeti eseményt.
- A vizsgált esemény fellépésének várható gyakorisága lényegesen kisebb, mint valamely más, nem kiszűrt eseményé, és a várható következményei is kevésbé súlyosak, mint e ki nem szűrt eseményé.
- 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.

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:

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

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 is.

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) 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, következménysérülések 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, valóság-hű 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

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

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 valóságosságát növelik. Specifikus ajánlások:

3.3.6.1800. „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.

3.4.1.1 Belső eredetű tűz elemzése

3.3.7.0110. „A biztonság szempontjából fontos berendezéseket tartalmazó építményeket, a tűzkockázat-elemzés eredményeit figyelembe véve, kell tervezni.”

3.3.7.0400. „A tűzoltó rendszernek biztosítani kell az atomerőmű biztonság szempontjából fontos területeinek lefedettségét. A lefedettséget a tűzkockázat-elemzéssel kell igazolni.”

A belső eredetű tűz valószínűségi biztonsági elemzését részfeladatokra osztják:

a) Adatgyűjtés

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

A tervezéskor végzett tűz-PSA-hoz az adott tervezési fázisban rendelkezésre álló információktól függő mértékben erőműspecifikus információkat használnak (például biztonsági szerelemek elhelyezése, gyújtóforrások, éghető anyag jellemzői és térbeli eloszlása,

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

tűzszakaszok, tűzgáták, 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/típus-specifikus adatokat 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 kábelezést, és beazonosítják azokat a készülékeket, kábeleket, amelyek a biztonsági funkciókat ellátó gépésztechnológiai rendszerelemek működését biztosítják vagy befolyásolhatják. Ezen irányítástechnikai és villamos rendszerelemeket is felveszik a tűz PSA-elemzések körébe.

d) Tűzszakaszok minőségi (hatásalapú) 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.

e) Eseménylogikai modell kidolgozása

Tűzszakaszonként és – a tűz térbeli kiterjedésének és a tűzmegfékezés lehetőségének figyelembevételével – szükség szerint tűzszakaszokon 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

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

szűrés után fennmaradó tűzszakaszokon belül a tüzek várható térbeli kiterjedését és céltárgykárosító hatását konzervatív feltételezések mellett határozzák meg a tüzesemények mennyiségi szűrésének céljából – lásd f) részfeladat. A részletes elemzés során a g) és h) részfeladatokhoz szorosan kapcsolódóan meghatározzák a fontos eseményláncokban szereplő szerelemek meghibásodásainak feltételeit és a kritikus hibamódok fellépésének valószínűségeit. A modellezések során azonosítják a tűz fellépése után az egyes biztonsági funkciókat ellátó szerelemek működtetéséhez szükséges emberi tevékenységeket is, és számszerűsítik ezek elmaradásának valószínűségeit.

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

f) Tüzesemények mennyiségi (gyakoriságalapú) szűrése

A részletes valószínűségi elemzésből kiszűrik azokat a tűzszakaszokat, továbbá tűzszakaszon belüli tüzeseményeket, 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 tüzeseményekből származó kockázatot figyelembe veszik a tűzkockázat számszerűsítésekor.

g) Részletes tűzhatásvizsgálat

A ki nem szűrt tüzeseményekre – 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 vezénnyelőtermi tüzek, a több tűzszakaszra áttérjedő tüzek, valamint az indukált tüzek (például robbanás) hatásának vizsgálatára.

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

h) Tűzhatások valószínűségi számszerűsítése

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

Meghatározzák, hogy az eseménylánc-végeseményeket milyen gyakorisággal okozzák tűzesemények, 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 (tűzgátak nyitott állapotának) lehetőségeire.

3.4.1.2 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.

Atomerőművi valószínűségi 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 radioaktivitáskibocsátás 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 (hatásalapú) 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,

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

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

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 is használnak.

e) Elárasztási esetek mennyiségi (gyakoriságalapú) 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 is számba veszik.

3.4.1.3 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 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 is,
- 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:

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

3.4.1.4 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),

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

- 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 felmérik, és szállítási útvonalanként a legnagyobb teher mozgását 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.

3.2.2.3000. „A külső veszélyeztető tényezők közül legalább az alábbiakat figyelembe kell venni:

- a) szélsőséges szélterhelés,

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

- b) szélsőséges külső hőmérsékletek,*
- c) szélsőséges csapadékviszonyok,*
- d) villámcsapás,*
- e) árvíz, jeges árvíz, zöldsár, valamint alacsony vízszint,*
- f) fel- és alvízi létesítmények sérülésének veszélye,*
- g) szél által mozgatott repülő tárgyak,*
- h) szélsőséges hűtővíz-hőmérsékletek és jegesedés,*
- i) a telephely földtani alkalmasságának igazolásánál figyelembe vett földtani adottságok (különösen a földrengés, a talajfolyósodás),*
- j) katonai és polgári repülőgépek becsapódása,*
- k) telephelyhez közeli szállítási, ipari és bányászati tevékenységek,*
- l) a kapcsolódó külső távvezeték-hálózat zavarai, beleértve annak tartós és teljes üzemképtelenségét,*
- m) olyan, a telephelyen lévő vagy közeli létesítmények, amelyek tüzet, robbanást vagy egyéb veszélyt jelenthetnek az atomerőműre,*
- n) egyéb telephelyen kívülről eredő tűz,*
- o) elektromágneses interferencia, valamint*
- p) biológiai eredetű veszélyek.”*

A szóba jöhető veszélyek teljes körét vizsgálják, és bemutatják az elemzés teljességét a vizsgált külső veszélyek tekintetében.

Az elemzést a következő fő lépésekben végzik:

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

A külső veszélyek elemzéséhez a következő adatokat gyűjtik össze:

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

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

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 alapban szereplő valamely eseményké, vagyis az

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

adott veszély 10^{-7} /év-es visszatérési gyakorisági szinten jelentkező hatása sem alkalmas az atomerőmű normál üzemének megzavarására/tranziens kiváltására.

- b) A vizsgált esemény fellépésének várható gyakorisága lényegesen kisebb, mint valamely más, hasonló mértékű bizonytalansággal jellemzett, nem kiszűrt eseményé és a várható következményei is kevésbé súlyosak, mint e ki nem szűrt eseményé, vagyis az adott veszély hatásait jelentősen majorálja egy másik, azzal megegyező hatást kiváltó veszély.
- c) A vizsgált esemény nem releváns az adott erőmű és telephelye szempontjából (például a fellépés távolsága miatt hatása elhanyagolható).
- d) 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

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

az átlagos veszélyeztetettségi görbét és a különböző konfidenciaszintekhez tartozó veszélyeztetettségi görbéket is.

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 radioaktivitás-kibocsátás valószínűségi jellemzőit. A PSA-modell kidolgozása során felhasználgják a belső eseményekre kidolgozott eseménylogikai modelleket. A numerikus értékelés bemenő adatait reális, valóságú 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 ki nem szűrt veszély esetén meghatározzák a zónasérülés és radioaktivitás-kibocsátás gyakoriságát az adott veszélyből adódóan (1. és 2. szintű PSA).

A külső veszélyek elemzésének el nem hanyagolható sajátossága, hogy több vagy akár valamennyi azonos telephelyen lévő blokk üzemének megzavarására vagy azokban való jelentős egyidejű károkozásra képes.

3.5.2.1 Földrengés

A földrengés-PSA során bemenő információként felhasználgják 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 (PSHA) meghatározzák egy jellemző földmozgási paraméter (például maximális szabadfelszíni gyorsulás) adott értékét meghaladó földrengés előfordulási

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

gyakoriságát leíró veszélyeztetettségi görbét, a kapcsolódó – jellemzően egyenlő meghaladási valószínűségű – válaszspektrummal és a legfontosabb szeizmogén forrás jellemzőivel együtt.

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

A folyamat- és rendszerelemzések során meghatározzák a földrengés által kiváltott tranzienseket és a tranziensek következményeinek elhárítására szolgáló rendszerek, rendszerelemek és szerkezetek földrengés által indukált (szeizmikus) meghibásodási módjait. A szeizmikus meghibásodási módokhoz tartozóan részletes elemzést végeznek a rendszerek, rendszerelemek és szerkezetek erőmű-specifikus, valóság-hű szeizmikus sérülékenységi görbéinek meghatározása céljából.

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

Átlagos sérülékenységi görbét és különböző konfidenciaszintekhez tartozó sérülékenységi görbéket egyaránt meghatároznak. A sérülékenység jellemzésekor 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.

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.

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

Az egyes vízforgalmi jellemzők értékeihez tartozó meghaladási gyakoriságot – azaz a veszélyeztetettségi görbét – valószínűségi veszélyeztetettség-elemzéssel határozzák meg, ideértve a meghaladási gyakoriság bizonytalanságának becslését is. Ezt követően meghatározzák, hogy az egyes vízszintek milyen hatást gyakorolnak az erőműre. 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 hőmérsékletek

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

Ezen külső hőmérsékleti veszélyeztetettségi görbék – mint kezdeti események és jellemzők – 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 szélsőségre vonatkozó veszélyeztetettségi görbét, figyelembe véve a szélsőséges időtartamot is.

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 elemeire (például falak, tetőszerkezetek) és az egyéb kültéri szerkezetekre, rendszerekre.

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

Sérülésként a közvetlen szélhatásból eredő meghibásodáson, káron túl a szél/tornádó által indukált további lehetséges eseményeket (például homokvihar, repülő tárgyak létrejötte) és hatásaikat 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 Szélsőséges esőzés, havazás

A külső veszélyeztető tényezők között számításba veszik a szélsőséges csapadéktervezési 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.

3.5.2.6 Extrém alacsony végső hóelnyelő vízszint

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

3.5.2.7 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 paraméter 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.

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

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

3.5.2.8 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).

3.5.2.8.1 Repülőgép becsapódás

A repülőgép-becsapódásból származó kockázat mértékének reális meghatározása céljából felmérik a katonai és polgári légi forgalom, 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).

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

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

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

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

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

3.5.2.8.3 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 erdőtüz) hatások lehetséges következményeit.

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

3.5.2.8.4 Telephelyi veszélyes tevékenységek

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

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

3.5.2.8.5 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 kedvezőtlen 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, melyek a súlyos baleseti folyamatok lefolyását, a hermetizálási funkció teljesítését és a radioaktív anyagok konténmenten belüli terjedését befolyásolják.

A konténmentelemzést a konténmentfunkciók ellátásában részt vevő épületekre és egyéb szerkezetekre kiterjesztik. A vizsgálatot az egyes épületek és szerkezetek szilárdsági elemzésére elvégzik. Az ebben figyelembe vett terheléseket a súlyos baleseti folyamatok elemzésének eredményei szolgáltatják.

3.6.1 Kapcsolat az 1. és a 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.

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

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 a burkoló elvnek megfelelően, amelyek hasonló időbeli lefolyással rendelkeznek, és hasonló terhelést jelentenek a konténmentre nézve, ezért az események hasonló előrehaladásával és hasonló radioaktivitáskibocsátási 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 vagy a pihentető medencében,
- b) az aktív és passzív konténmentrendszerek működőképessége,
- c) a konténment válasza a balesettel járó terhelésekre.

3.6.2 Erőműsérülési állapotok definiálása

Az erőműsérülési állapotok definiálása során a zónasérüléshez vezető eseményláncokat a zónasérülés fellépésekor érvényes, a súlyos baleseti folyamat továbbfejlődése szempontjából lényeges állapotjellemzők alapján csoportokba sorolják. Az egy csoportba tartozó zónasérülési eseményláncok következményei a konténmentben kialakuló folyamatok és a kibocsátási viszonyok tekintetében hasonlóak.

Az erőműsérülési állapotok definiálása szempontjából mértékadó állapotjellemzők az erőmű és rendszereinek fizikai állapotát, működési jellemzőit, a kezelői beavatkozásokat és a baleseti folyamathoz tartozó állapotjelzőket foglalják magukba. Az állapotjellemzőket olyan részletességgel határozzák meg, hogy azok valóságként jellemezzék a hozzájuk tartozó, illetve általuk kiváltott konténment-folyamatokat és -állapotokat, valamint az ezekből adódóan lehetséges radioaktivitáskibocsátást.

Az erőműsérülési állapotok két fő osztályát különböztetik meg attól függően, hogy a primerkörből kikerülő radioaktív anyagok a konténmentbe, vagy a konténment megkerülésével közvetlenül a környezetbe jutnak. Az első

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

csoportba tartozó erőműsérülési állapotok meghatározásakor a rendszerek közül alapvetően azok rendelkezésre állását veszik figyelembe, amelyek a konténment-terhelés csökkentésében, a radioaktív anyagok kibocsátásának megakadályozásában vagy korlátozásában szerepet játszanak.

A konténment megkerülését (bypass) tartalmazó útvonalakat külön vizsgálják. A vizsgálat körébe a reaktor hűtőköréhez csatlakozó összes leágazást bevonják.

A konténment megkerülését tartalmazó erőműsérülési állapotok vizsgálatakor kiemelt figyelmet fordítanak a radioaktív anyagok koncentrációjának csökkenésére a radioaktivitás-kibocsátási útvonalakon, valamint a kibocsátás időtartamát befolyásoló tényezőkre.

A sérülési állapotok definiálása során figyelembe veszik a vonatkozó kezdeti eseményeket, az üzemzavari zónahűtő rendszerek és konténment nyomáscsökkentő rendszerek állapotát, meghibásodásuk esetén annak időpontját, a primerkör paramétereit a zónasérülés bekövetkezésének pillanatában (pl.: nyomás, hőmérséklet stb.) valamint a kibocsátási útvonal egyéb jellemzőit (például útvonalzárási lehetőségek bizonyos idő után, levegőben vagy vízben keresztüli kibocsátás).

Az erőműsérülési állapotokat mind az erőmű névleges teljesítményű üzem, mind az attól eltérő üzemállapotok elemzésének keretében definiálják.

A névleges teljesítményűtől eltérő üzemállapotok esetén kiemelt figyelmet fordítanak

- a) a maradványhő mértékének,
- b) a primerkör és a konténment integritásának (nyitott/zárt állapot),
- c) a zóna, illetve a fűtőelemek hűtési feltételeinek

erőműsérülési állapotokhoz rendelésére.

3.6.3 A pihentető medencét érintő súlyos balesetek

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

3.6.4 *Konténmentrendszerek elemzése*

A konténmentfunkciókat megvalósító rendszerek elemzése során hibalogikai modelleket dolgoznak ki a funkcióellátásban részt vevő fizikai rendszerekre. A hibalogikai modellek összeállítását a létesítményelemzés keretében végzett rendszerelemzések elvei alapján végzik.

A konténmentrendszerek elemzésekor kiemelt figyelmet fordítanak a zónasérülés kialakulásának megakadályozásában részt vevő rendszerek és a konténmentrendszerek funkcióellátását egyidejűleg veszélyeztető közös okú meghibásodások, függőségek modellezésére.

A rendszerelemek meghibásodásának vizsgálatokor figyelembe veszik a súlyos baleseti helyzetben kialakuló környezeti hatásokat is.

A konténment funkcionális vizsgálatokor meghatározzák a konténment hibamódjait és azok fellépésének kritériumait. A konténment funkcionális elemzését validált mechanikai szilárdsági modell felhasználásával végzik, figyelembe véve a súlyos baleseti terhelések különböző típusait (például statikus terhelés, lokális hőterhelés, lokális dinamikus nyomásterhelés). Az egyes terhelések hosszú távú hatásait is vizsgálják.

3.6.5 *Konténmentintegritás elemzése*

A konténment szilárdsági kapacitásának meghatározásakor a konténment integritásának fenntartásához szükséges összes szerkezeti elem (konténmentburkolat, átvezetések, tömítések, zárószerevények, ajtók) szilárdsági jellemzőit és beépítési helyét figyelembe veszik. Az elemzések során a szélsőséges nyomás- és hőmérséklet-igénybevétel bizonytalanságát megbecsülik. A becslés során a bemeneti adatokban lévő bizonytalanság számítási összefüggések általi terjedését meghatározzák. A bemenő adatok bizonytalanságának részeként az anyagtulajdonságok és a modellek bizonytalansági adatait is figyelembe veszik.

A konténmentből történő szivárgás helyének meghatározásakor kiemelt figyelmet fordítanak az átvezetések és a konténment acélburkolatának vizsgálatára.

3.6.6 *Konténment-eseményláncok elemzése*

A 2. szintű PSA-ban részletesen vizsgálják az egyes erőműsérülési állapotokból kiindulva a kialakuló baleseti folyamatokat és az azokat befolyásoló hatásokat. A vizsgálatot minden olyan PDS reprezentatív baleseti folyamatra elvégzik, amelynek jelentős hozzájárulása van a reaktortartály

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

és/vagy konténment sérülésének gyakorisághoz, vagy nagy radioaktív kibocsátáshoz vezethet.

A baleseti folyamatok vizsgálatához nemzetközileg elfogadott számítógépes súlyosbaleseti szimulációs kódokat használnak, amelyek

- a) valamennyi, a folyamatok fejlődése során fellépő, a kibocsátás szempontjából lényeges esemény és jelenség modellezésére képesek,
- b) a kialakuló fizikai-kémiai folyamatok közötti kapcsolatokat kezelni tudják,
- c) megfelelő validációs és verifikációs tanúsítvánnyal rendelkeznek.

A vizsgálat során elemzik a szimulációs kódok modellezési korlátait és gyenge pontjait.

Érzékenységi vizsgálatokat végeznek azért, hogy meghatározzák egy adott szimulációs kód esetén a szóba jöhető modellezési opciók választásának hatását a számított eredményekre.

A szimuláció során előállítják a súlyos baleseti folyamatokat jellemző lényeges paraméterek időfüggvényeit, és értelmezik azok egyes jellegzetes értékeit (például a nyomás és a hőmérséklet csúcsertékét, főbb események bekövetkezésének időpontját, a képződő éghető gázok mennyiségét).

A kialakuló súlyos baleseti folyamatok vizsgálatakor a kulcsfontosságú jelenségeket részletesen elemzik, és minimálisan kitérnek a következők bekövetkezési feltételeinek és paramétereinek vizsgálatára:

- a) a zónafelhevülés és -olvadás,
- b) reaktortartály integritásának/reaktortartály külső hűtésének vizsgálata
- c) a konténmentterhelés és -meghibásodás,
- d) a radioaktivitás-kibocsátás,
- e) az olvadékbeton-kölcsönhatás,
- f) az éghető gázok képződése és gyulladása.

3.6.7 Konténment-eseményfa kidolgozása

A súlyos balesetek szimulációs vizsgálatának eredményeként meghatározott események és jelenségek kapcsolatát és az ezáltal lehetséges radioaktivitás-kibocsátást grafikus, logikailag rendezett formában, konténment-eseményfán (CET) ábrázolják.

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.

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

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.
- c) 3. fázis: Késői fázis, vagy hosszú távú szakasz a reaktortartály és adott esetben a konténment 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.

A konténment-eseményfa elágazási pontjaihoz hozzárendelik a folyamatok kialakulását és következményeseményeinek fellépését befolyásoló tényezőket, amelyek kiterjednek

- a) az elemi fizikai folyamatok jellemzőire (például hidrogénképződés),
- b) az automatikus és kézi balesetkezelési beavatkozásokra.

A kézi beavatkozások közül csak az üzemzavar-elhárítási és balesetkezelési utasításokban, útmutatókban szereplőkkel számolnak.

Az emberi tevékenység modellezésekor figyelembe veszik az 1. és 2. szintű PSA-modell eseményláncaiban szereplő beavatkozások közötti potenciális függőségeket.

A konténment-eseményfa szerkezetét lehetőség szerint úgy alakítják ki, hogy

- a) az események, jelenségek korrekt időbeli sorrendjét ábrázolja,
- b) az egyes események, jelenségek közötti kapcsolatokat egyértelműen tükrözze,
- c) részletessége lehetővé tegye a 2. szintű PSA célkitűzéseinek teljesítését,
- d) a benne foglalt feltételezések egyértelműen definiáltak legyenek,
- e) áttekinthető, független szakértő által érthető és reprodukálható legyen.

Az elágazási csomópontokhoz rendelt befolyásoló tényezők (fizikai folyamatok, automatikus és kézi beavatkozások) paramétereinek bizonytalanságát a paraméterek mint valószínűségi változók eloszlásfüggvényével írják le. Ezen eloszlásfüggvények jellemzőinek

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

meghatározásához tervezési adatokat, célzott vizsgálatok eredményeit és általános irodalmi forrásadatokat használnak fel.

3.6.7.1 Súlyosbaleset-kezelés figyelembevétele

A 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 végrehajtásuk feltételei biztonsággal megjósolhatók. Ilyen esetekben ezen manuális beavatkozások állapotának (siker vagy sikertelenség) 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.

Az 1. szint PSA-ban nem szereplő releváns súlyosbaleset-kezelési beavatkozásokat beépítik a konténment-eseményfákba. Jellemzően ezek azok a beavatkozások lehetnek, amelyek a súlyos baleset időrendjében csak később várhatók. Példa erre a gőzfejlesztők feltöltése a környezeti kibocsátás csökkentése érdekében a sérült gőzfejlesztő csöveken keresztül, és a kisnyomású befecskendezés újraindítása egy magas hőmérséklet okozta primerkörü csőtörés után.

A 2. szintű PSA eredményeit felhasználják a súlyosbaleset-kezelési beavatkozások azonosítására vagy javításra is.

3.6.7.2 A CET-elágazások értékelése és számszerűsítése

A feltételes valószínűségek hozzárendelését a konténment-eseményfa elágazásaihoz dokumentált elemzésekkel és adatokkal támasztják alá, hogy a bizonytalanságok indokoltan jelenjenek meg az eredményben az egyes csomópontoknál. A bizonytalanságok értékelése során 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 (aktuális és releváns) információforrás használható fel a feltételes valószínűségek hozzárendelésének támogatására, mint például:

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

- a) súlyos balesetek és fizikai folyamatok 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.

Az integrális módszerben nagyobb fokú matematikai szigorat alkalmaznak annak összehasonlítására, hogy a kérdéses paraméter (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 sűrűségfüggvényt 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 (mediánértékek, eltérés a mediántól, eloszlás típusának kiválasztása és határok) konzisztens hozzárendelésétől.

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 a leseményfa formájában, ami hozzá van kötve a konténment-eseményfa címsorához.

3.6.7.3 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 azonosítani kell azt a konténment-végállapotot, amihez az adott folyamatkombináció kifut.

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 konténmentsérüléshez (ideértve a konténment-megkerülést tartalmazó eseményeket és a nem izolált konténmentet). Fel kell tárni és magyarázni kell a korai konténmentsérülés feltételes valószínűségében levő variációk fő okait a különböző erőműsérülési állapotok között.

3.6.8 Kibocsátási kategóriák meghatározása

A konténment-eseményfák végállapotait csoportosítják a hozzájuk tartozó kibocsátások jellemzői szerint.

Az azonos kibocsátási jellemzőkkel rendelkező eseményláncokat sorolják egy csoportba.

A kibocsátási kategóriákat determinisztikus elemzés alapján határozzák meg, amelynek során figyelembe veszik a konténmenten belüli radioaktivitás-terjedést és a konténment meghibásodási módjait.

A determinisztikus jellemzők az eseménylánchoz tartozó radioaktivitás-kibocsátás összetételét és mennyiségét, valamint időbeli lefolyását tartalmazzák, a valószínűségi jellemzők pedig az eseménylánc várható fellépési gyakoriságát és bizonytalansági adatait.

Az eseményláncok végeseményei a kibocsátási forrástagokat reprezentálják. A determinisztikus elemzés eredményeként kapott forrástagok jellemzői alapján végzik a kibocsátási kategóriákba sorolásukat, majd az azonos kibocsátási kategóriákba sorolt forrástagok gyakoriságának összegzésével meghatározzák az adott kibocsátási kategória gyakoriságát. Egyes előre

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

meghatározott forrástagok összegeként meghatározzák a nagy vagy korai kibocsátás végállapotok várható gyakoriságát. Ezen gyakorisági értékeket és összegüket hasonlítják össze a valószínűségi biztonsági kritériumokkal, amely összehasonlítás eredménye igazolja az elfogadási kritérium teljesülését.

Az elfogadási kritériumok alapján igazolják, hogy a nagy vagy korai kibocsátással járó eseményláncok gyakorlatilag kizárhatók, azaz ezen eseményláncok minden kiinduló állapotra és hatásra összegzett gyakoriságra – a szabotázst és földrengést kivéve – nem haladja meg a 10^{-5} /év értéket.

A forrástagok meghatározásához olyan determinisztikus szimulációs kódokat használnak, amelyek képesek a súlyosbaleseti folyamatok komplex, integrált modellezésére, azaz az alábbi folyamatok leképezésére:

- a) a reaktor termohidraulikai viselkedése,
- b) a zóna felhevülése,
- c) a fűtőelemek sérülése,
- d) a konténment viselkedése,
- e) a radioaktív anyagok kikerülése a fűtőelemekből, terjedése a primerkörben és a konténmentben.

Egyes fizikai jelenségek vizsgálatára az integrált modellt használó kódok mellett kiegészítő jelleggel, az adott jelenséget részletesebben leíró modellre épülő szimulációs kódokat is alkalmaznak.

A forrástagok vizsgálatát kiterjesztik azok helyfüggésének meghatározására, azaz az egyes forrástag-összetevők primerköri és a konténment egyes helyiségein belüli eloszlásának időfüggő számítására a konténmentből a környezetbe történő kibocsátásig tartó terjedési folyamat időtartama alatt.

A forrástagok, illetve kibocsátási kategóriák gyakoriságának bizonytalansági jellemzőit a konténment-eseményfák elemeihez rendelt bizonytalanságok figyelembevételével határozzák meg. Az egyes bemeneti bizonytalanságok hatásának vizsgálatához Monte-Carlo-módszerrel vagy a latin hiperkockák módszerével történő mintavételezést alkalmaznak.

3.7 Bizonytalansági, érzékenységi és fontossági vizsgálatok

3.2.3.1800. „Az 1. és 2. szintű valószínűségi biztonsági elemzés keretében a bizonytalansági és érzékenységi vizsgálatokat is el kell végezni, és minden alkalmazásnál tekintettel kell lenni azok eredményére.”

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 és 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 jelenségek 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:

- 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

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

meghatározó paraméterek értékének variálásával történő kockázatszámítással. Ennek eredménye alapján értékeli, 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, az 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 ezen jellemzők hatásának leírására is kiterjednek.

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 feltételezésektől való függése elfogadható mértékű,
- b) a 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 bemenő paraméterértékek eredményekre gyakorolt hatását vizsgálják.

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

Az érzékenységi vizsgálatok dokumentációja a következőket tartalmazza:

- 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 az adott tényezőnek mekkora a hozzájárulása az eredményekhez. Az ilyen típusú elemzés kiválóan alkalmazható a létesítmény gyenge pontjainak feltárására

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

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.

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,

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

- 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.

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, gyakoriságuk, érvényességi tartományuk,
- c) az egyes kezdeti esemény 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

Atomerőművi valószínűségi biztonsági elemzések

- logikáját, az alkalmazott feltételezéseket, a komponenshatárok és hibamódok, valamint a hibafa-csúcsesemények definícióit,
- f) a rendszerek működése, az üzemzavari és baleseti helyzetek kialakulását befolyásoló operátori beavatkozások, az emberi megbízhatóság elemzésének folyamata,
 - g) a belső és külső veszélyek elemzésének folyamata, ideértve a veszélyeztetettségi 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 is.

A mellékletekben a PSA-dokumentáció céljait támogató részletes információkat (például bemenő adatok származtatásának részletes leírását, a számítások részeredményeit) foglalják össze. 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
- d) azokat a területeket, amelyek lehetőséget nyújtanak az erőmű és/vagy a konténment működésének vagy hardverének továbbfejlesztésére.

4 HIVATKOZÁSOK

- [1] Development and Applicaton of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants.
IAEA Specific Safety Guide No. SSG-3, 2010
- [2] Development and Applicaton 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.