



LES PROBLEMES DE SÛRETE DE LA CENTRALE NUCLEAIRE DE FESSENHEIM

ATPN se bat contre les centrales nucléaires suisses et françaises dont la conception et la situation géographique sont particulièrement défavorables et qui par là-même représentent un danger latent inacceptable pour les populations. Ce risque existe de fait depuis 40 ans, il n'a pas vraiment changé, voire il a même diminué grâce aux améliorations apportées dans tous les domaines de la sûreté, mais il est bien plus élevé que ce qui était admis jusqu'ici. Il faut apprendre à vivre en connaissance de cause, sans minimiser le potentiel dévastateur des installations nucléaires. Le danger est de minimiser le vrai risque, par exemple sismique, pour parvenir à des scénarios de références susceptibles d'être maîtrisés. Il faut pourtant aujourd'hui reconnaître que des événements graves non maîtrisables peuvent survenir. L'abandon du nucléaire ne peut se faire que sur le moyen terme, il faut donc vivre avec ce risque pendant encore 20 à 30 ans. Le grand défi pour les exploitants est de continuer à maintenir, voir d'augmenter la sûreté de leurs centrales, sachant qu'elles seront arrêtées à moyen terme. Le danger est de n'investir qu'un minimum d'argent pour une maintenance minimaliste alors même qu'une installation vieillissante demande toujours plus d'attention et de moyens. Cette problématique de management économique se pose quelque soit la stratégie énergétique choisie, car chaque centrale nucléaire devra un jour être arrêtée. Qui plus est, l'attractivité de cette branche professionnelle pour la nouvelle génération est fortement diminuée et le remplacement des spécialistes devient d'autant plus problématique.

Des expertises indépendantes ont déjà été effectuées, d'autres sont en élaboration et des plaintes contre les centrales de Mühleberg, Beznau et Fessenheim ont été déposées. La centrale de Fessenheim est particulièrement dangereuse parce qu'elle a été conçue et bâtie selon des normes caduques dans une région à forte sismicité et située au-dessous du niveau d'eau du grand canal d'Alsace. Ces problèmes spécifiques à Fessenheim et d'autres aspects techniques et de management sont résumés ci-dessous.

I. LA REGLE FONDAMENTALE DE SÛRETE ET SON APPLICATION

La Règle fondamentale de Sûreté RFS 2001-1 a été édictée en 2001. Si l'on tient compte de la durée du processus d'avalisation, la règle de 2001 s'appuie sur des connaissances scientifiques et techniques datant des années 90. Pourtant le principe de l'analyse de sûreté probabiliste est recommandé dès 1990 par le Senior Seismic Hazard Analysis Committee (SSHAC) qui fait référence dans ce domaine. Alors que les pays voisins adaptent leurs processus d'estimation de l'aléa sismique en conséquence, la RFS 2001 reste fixée sur un concept déjà reconnu comme insuffisant. L'étude menée par le bureau Résonance Ingénieurs-Conseils SA de 2007 confirme que l'aléa sismique est sous-estimé. Le complément élaboré par le même bureau après les événements de Fukushima (2011) confirme la nécessité d'une approche plus conservatrice de l'aléa sismique.

Pour mémoire: La centrale de Fukushima a été conçue entre 1970 et 1979. A cette époque, les installations ont été dimensionnées pour résister à un séisme de magnitude 7.1 (magnitude JMA) en champ proche. Une étude menée en 2005 avait estimé l'aléa sismique à l'échelle du Japon¹. Pour la zone de rupture de la faille du séisme du 11.03.2011 (Tôhoku-Chihou-Taiheiyô-Oki), un séisme de magnitude 7.5 a bien été envisagé avec une probabilité d'occurrence de 99 % avant 2035. Un séisme de subduction de magnitude 8.2 a

¹ Earthquake Research Committee of Japan. Report: 'National Seismic Hazard Maps for Japan' (23.3.2005): www.jishin.go.jp/main/chousa/06mar_yosoku-e/NationalSeismicHazardMaps.pdf



également été envisagé, mais avec une probabilité d'occurrence de 20 % avant 2035. Le séisme du 11 mars 2011 de magnitude 9.0 a toutefois montré que la sous-estimation d'un aléa peut avoir des conséquences dramatiques. D'après les documents mis à disposition par l'exploitant de la CN de Fukushima TEPCO², pour les réacteurs No 2, No 3 et No 5, les spectres de réponses mesurés lors du séisme dépassent de 30 à 50% les spectres de dimensionnement pour les fréquences entre 2.8 et 5 Hz. Cette gamme de fréquence englobe en partie les fréquences fondamentales typiques d'éléments fonctionnels des installations nucléaires.

a) Une approche uniquement déterministe est insuffisante

La RFS 2001-01 ne s'appuie que sur une approche déterministe alors qu'une approche probabiliste est appliquée pratiquement partout ailleurs, parfois en complément à la démarche déterministe. L'approche probabiliste correspond à l'état actuel de l'art en science sismique. Elle prend en compte les incertitudes liées aux valeurs clefs permettant de déterminer l'aléa sismique d'un site. Ce constat avait d'ailleurs été fait lors du séminaire scientifique organisé conjointement par l'ASN et l'IFSN (Strasbourg 2009). Les débats ont montré que les données comportent d'importantes **incertitudes** et que celles-ci doivent être prises en compte tout au long de la démarche de caractérisation de l'aléa sismique. Dans son discours de clôture du séminaire, le directeur général adjoint de l'ASN concluait: "... le mieux est probablement d'utiliser les deux approches, **probabiliste et déterministe**".

A ce jour, la RFS 2001 n'oblige pas à prendre en compte les **incertitudes** sur la grande variabilité des accélérations du sol pour une magnitude, distance et profondeur données. La méthode déterministe telle qu'elle est appliquée par EDF ne tient pas compte des grandes variations des valeurs d'accélération observées. Des valeurs moyennes sont utilisées, ce qui n'est scientifiquement pas correcte et - au vu des dégâts potentiels considérables – contraire au principe de précaution. Il faudrait au moins prendre en compte une incertitude de 1 écart-type (enveloppant 68% des valeurs), voire de 2 écarts-types (enveloppant 98 % des valeurs) afin de ne pas faire la même erreur que les experts de TEPCO et de prendre des valeurs trop optimistes.

L'AIEA mentionne elle-même qu'une approche conservatrice et appropriée des études d'aléa sismique (comme recommandé dans l'IAEA Safety Guide SSG-9) devrait diminuer le besoin constant de revoir et de réévaluer le dimensionnement sismique des centrales nucléaires. De plus, dans le contexte des stress-tests européens, le peer-review recommande à l'autorité française de prendre **aussi** en considération les résultats probabilistes lors des révisions de sûreté des installations existantes.

b) Les séismes proches peuvent être plus pénalisants pour les installations à relativement hautes fréquences que le séisme de référence (séisme de Bâle, relativement lointain) utilisé par EDF.

c) Le séisme de dimensionnement à la conception de la CNPE de Fessenheim était sous-estimé. L'étude récente de l'Öko-Insitut e.V. Darmstadt (étude commandée par le Ministère de l'environnement, du climat, de l'énergie et de l'économie du Baden-

² TEPCO Press Release (16 mai 2011). Submission of report of analysis of observed seismic data collected at Fukushima Daiichi nuclear power station and Fukushima Fessenheim / Fukushima Daini nuclear power station to the Nuclear and Industrial Safety Agency at the Ministry of Economy, Trade and Industry pertaining to the Tohoku-Taiheiyou-Oki earthquake.



Württemberg³) conclut que le séisme de dimensionnement de la CN de Fessenheim est plus faible que les séismes considérés pour le dimensionnement des centrales nucléaires d'Allemagne (et de Suisse). En conséquence, le standard de sûreté de la CN de Fessenheim ne correspond pas à celui des centrales des pays limitrophes. L'expertise de l'Öko-Institut confirme ainsi les doutes exprimés dans l'étude Résonance et par l'ATPN.

II. PROBLEMATIQUE DES INONDATIONS OU DU MANQUE D'EAU

Prise en compte insuffisante des risques que représente le Grand canal d'Alsace pour la centrale nucléaire de Fessenheim

A la conception de la centrale de Fessenheim et lors des contrôles pendant l'exploitation, les risques que représente le Grand canal d'Alsace ne sont pas pris en compte ou le sont de manière insuffisante. En résumé :

- a) **En cas de rupture de digue**, une importante quantité d'eau peut se déverser sur le site de la centrale. Le petit talus de 50 cm autour de la centrale est insuffisant et présente de nombreux points d'écoulement. L'Öko-Institut conclut dans son étude que la CN de Fessenheim a des marges de sûreté nettement inférieures aux marges des CN allemandes et suisses en regard du risque d'inondation.
- b) **Les conséquences d'un assèchement du Grand Canal d'Alsace ne sont pas suffisamment maîtrisées.** Le Grand Canal d'Alsace est la source principale prévue pour les systèmes de refroidissement de la CN de Fessenheim. Un événement majeur (comme un fort tremblement de terre ou une chute d'avion) pourrait altérer cette source. L'ASN a exigé que l'exploitant procède à des carottages de la digue pour en vérifier l'homogénéité. L'alternative exigée par l'ASN d'une prise d'eau dans la nappe phréatique ne résisterait pas à un tremblement de terre ayant endommagé la digue. Sans eau, la chaleur résiduelle de désintégration radioactive provenant des produits de fission, même lorsque les réacteurs sont à l'arrêt ne pourrait plus être évacuée. La fusion du cœur et des barres de combustible usé dans les bassins est alors inévitable, ainsi qu'une forte dissémination de matières radioactives.

L'ATPN a produit les expertises suivantes concernant ce point:

- «Etude hydraulique en cas de rupture de digue au droit de la centrale de Fessenheim, Conseil Général du Haut-Rhin, CLIS du 29 juin 2011»
- «Analyse du comportement sismique des digues du bief de Fessenheim, EDF, CLIS du 29 juin 2011»
- Contribution analysant les risques que représente le Grand Canal d'Alsace pour la centrale nucléaire de Fessenheim (Dieter Majer) datant du mois de juin 2012

III. LA PROBLEMATIQUE DU RADIER

³ <http://www.um.baden-wuerttemberg.de/servlet/is/98922/Gutachten%20Fessenheim.pdf?command=downloadContent&filename=Gutachten%20Fessenheim.pdf>



EDF a prévu de renforcer la dalle de fondation (ou radier) du réacteur Nr. 1 afin de ralentir son percement par le combustible nucléaire fondu (corium), provoquant une contamination radioactive de la nappe phréatique d'Alsace, le plus vaste aquifère d'Europe.

EDF a exposé le projet de construction d'une sorte de récupérateur de corium susceptible de freiner le percement de la dalle très mince de 1.5 mètre d'épaisseur. Un épaississement du fond du puits de cuve de 50 cm ainsi que l'évacuation du corium par un canal vers un bassin adjacent de refroidissement retarderait de quelques 60 heures le percement du radier.

Plusieurs problèmes apparaissent, qui remettent fortement en question les propositions retenues par EDF. Il s'agit en particulier des points suivants:

- a) **La fonctionnalité du canal** prévu pour amener le corium dans un local distant pour lui permettre de s'étaler est fortement mise en question (le corium n'est pas un fluide facile à guider). L'Avis de l'IRSN du 28 novembre 2012 contient la recommandation suivante:
R1: Pour les situations de fusion du cœur avec percée de la cuve sur le réacteur n°1 de Fessenheim, et afin de prévenir les situations où la présence d'eau pourrait entraver l'étalement du corium après percement de la cuve, l'IRSN recommande qu'EDF:
 - a. assure un puits de cuve sec jusqu'à la percée de la cuve;
 - b. modifie la gestion de l'eau actuellement proposée dans le GIAG (guide d'intervention en accidents graves) de manière à éviter, pendant la phase d'étalement du corium dans le local R147, une présence d'eau continue ou suffisamment massive pour bloquer l'étalement.L'ASN n'a pas formulé une exigence découlant de cette recommandation scientifique et a simplement demandé à l'exploitant son avis sur cette problématique!
- b) **L'épaisseur du radier** augmentée de quelque 50 cm reste insuffisante si on considère que le corium peut percer en un jour 1m de béton (F. Bouteill (Areva), The corium issue : Difference between the EPR and Fukushima).
- c) **Un récupérateur de corium n'a encore jamais été construit a posteriori**, il n'existe donc aucun retour d'expérience sur une telle intervention; l'expérience prouve que des mesures de cette envergure entreprises à l'intérieur des installations nucléaires font surgir de nouveaux problèmes de sûreté.

ATPN a produit une contribution intitulée «Analyse technique des propositions d'EDF pour le renforcement du radier au vu de leur pertinence en cas d'accident nucléaire et en l'état actuel des connaissances scientifiques et techniques» (Dieter Majer) datant du mois de juin 2012.

IV. LA MULTIPLICITE DES INCIDENTS

Le site de l'ASN mentionne 60 avis d'incident entre 2003 et 2012. Celui du 15 juin 2012 est typique du problème de fiabilité: «Le 5 juin 2012, l'exploitant de la centrale nucléaire de Fessenheim a constaté qu'une vanne qui participe à l'isolement de l'enceinte de confinement du bâtiment du réacteur n°2 n'était pas étanche depuis plusieurs mois» (événement classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires).

EDF relativise l'importance donnée par l'ATPN au grand nombre d'événements qui se produisent à la CN de Fessenheim. Elle argue que la grande majorité des événements



correspondent à un niveau 0 de l'échelle INES. Tous ces événements n'auraient pas, selon EDF, de signification pour la sûreté de la CNPE car ils correspondraient à des transgressions de règles internes et ne toucheraient pas les règles de sûreté de l'ASN.

Pourtant **EDF admet que ces événements représentent un écart du fonctionnement normal de la centrale.**

C'est donc un fait que l'accumulation de ce type d'évènements indique une culture de sûreté lacunaire, même si on considère que les événements, vus de manière individuelle, étaient d'importance réduite pour la sûreté.

V. L'INSUFFISANCE DES REDONDANCES

Concernant l'alimentation électrique:

Le degré de redondance (n+1) des systèmes électriques d'appoint est inférieur à celui exigé en Allemagne (n+2). Ainsi, la redondance française ne permettrait pas de couvrir un événement survenant lors d'une maintenance de routine puisque l'unique système redondant est déjà utilisé. L'autonomie des batteries de secours est limitée à 1 heure à Fessenheim alors qu'en Allemagne elle est exigée pour une durée de 2 heures.

Concernant les eaux de refroidissement, les systèmes de refroidissement RRI et SEB disposent d'une redondance de niveau n+1. Si, lors d'une maintenance du système principal un événement endommage le système de remplacement, il n'existe pas d'alternative permettant d'évacuer la chaleur du combustible nucléaire.

VI. LES REJETS CHIMIQUES DANS LE MILIEU NATUREL

a) **l'INB de Fessenheim ne respecte pas la réglementation relative aux rejets, et tout particulièrement aux rejets chimiques.** La preuve en est rapportée de manière indubitable par la réponse fournie par EDF à la suite de la procédure engagée par l'ATPN devant la CADA en 2006. A cette occasion, EDF a en effet reconnu ne pas disposer d'arrêté de rejets concernant les produits chimiques. Dans ces conditions, la centrale ne respecte pas les normes de rejets chimiques. Et ce à la différence de l'ensemble des autres centrales du parc nucléaire français.

b) **Dès la procédure de première instance, EDF avait affirmé être en cours de régularisation de la situation,** dès lors qu'un dossier «loi sur l'eau» était en cours de préparation et allait être déposé rapidement. Le jugement attaqué a d'ailleurs relevé expressément ce fait pour rejeter la demande de l'ATPN. Force est de constater que, en appel, EDF se prévaut du même argument et annonce toujours **un dossier loi sur l'eau fantôme.**

VII. LA PROBABILITE D'OCCURENCE D'UN ACCIDENT MAJEUR ET SES CONSEQUENCES

La valeur d'occurrence d'un accident majeur est théoriquement faible, mais peut être jusqu'à 275 fois plus élevée que l'estimation officielle de 1990 ⁴ en tenant compte des statistiques

⁴ Nuclear Regulatory Commission (NRC): Severe Accident Risks – An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants, NUREG 1150, 1990



d'accidents de ces dernières décennies⁵. Quant aux conséquences d'un accident majeur, l'IRSN en évalue les coûts à plus de 400 milliards d'euros et parle du relogement définitif d'environ 100'000 personnes⁶! Qui, dans nos régions fortement peuplées, peut se permettre de prendre un tel pari, surtout après l'avertissement de Fukushima?

Discussion:

Les autorités de surveillance appliquent des principes différents s'agissant d'estimer l'aléa sismique d'une installation ou celui d'une fusion du cœur de réacteurs: l'aléa sismique (probabiliste ou déterministe) est basé sur les faits historiques avérés tandis que la probabilité de fusion de cœur nucléaire se base sur des calculs de probabilité théorique et non pas sur l'historique des réacteurs nucléaires modernes.

La fréquence des fusions de cœur (core damage frequency, CDF) des réacteurs de la génération II était estimée en 1975 entre $2 - 5 \times 10^{-5}$ par année-réacteur, soit une fusion tous les 50-20'000 années-réacteurs⁷ ⁸. Après l'accident en 1979 de Three Mile Island, sur mandat de la Nuclear Regulatory Commission (NRC), cette fréquence a été recalculée spécifiquement pour cette installation et estimée 20 fois plus élevée⁹. Appliquée au parc nucléaire mondial la fréquence de 10^{-5} prédit une fusion d'un des 440 réacteurs tous les 45 - 100 ans alors que depuis 1970 elle est en fait de une fusion tous les huit ans¹⁰. Pour un pays comme la France avec 58 réacteurs, cela revient à environ 1 fusion tous les 60 ans; pour la Suisse avec 5 réacteurs la probabilité est de une fusion en 700 ans (1.4×10^{-3}). Pour des accidents de cette fréquence, la réglementation suisse¹¹ tolère une exposition de la population à 1 mSv au maximum, dose qui serait largement dépassée en cas d'accident majeur.

Toutes les installations à risques sont réglementées par la loi sur l'environnement et l'ordonnance du 27 février 1991 sur la protection contre les accidents majeurs (OPAM)¹² sauf le nucléaire qui n'y est pas soumis (Art.1/4). Et pour cause, car une CN ne peut remplir les conditions de sûreté des autres installations à risques:

- si des effets inacceptables peuvent se produire quelle qu'en soit la probabilité d'occurrence, le potentiel de la source de danger doit être réduit jusqu'à ne présenter que des effets potentiels acceptables. Une réduction du potentiel radioactif d'une CN revient à l'interdire.

⁵ Atmos. Chem. Phys., 12, 4245–4258, 2012: <http://www.atmos-chem-phys.net/12/4245/2012/acp-12-4245-2012.html>; Résumé en français: http://webuser.hs-furtwangen.de/~hoenig/2012/Planck/Lelieveld_frz.pdf

⁶ <http://www.irsn.fr/Print/Pages/PrintFriendly.aspx?wld=3db594ae-d37d-41ba-903e-11d6d7c7047a&iid=072457e3-06ac-4015-97ac-0462db051da8#1>

⁷ Norman C Rasmussen et al (1975): Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400 (NUREG-75/014), Rockville, MD, US: Federal Government of the United States, US Nuclear Regulatory Commission

⁸ Calcul de probabilité d'accident majeur:

<http://www.umweltbundesamt.at/fileadmin/site/umweltthemen/kernenergie/Riskmap/English/Ebene2/Risikoindikator/LRFref.htm>

⁹ <http://www.nytimes.com/2003/07/28/us/dr-norman-c-rasmussen-75-expert-on-nuclear-power-risk.html>

¹⁰ <http://ourenergyfutures.org/actualite-nid-1.html>; François Diaz Maurin; Economic & Political Weekly, March 26 2011, vol XLVI no 13

¹¹ Ordonnance fédérale sur la radioprotection, RS 814.501; Art. 94

¹² www.admin.ch/ch/fr/rs/c814_012.html



TRAS Trinationaler Atomschutzverband
ATPN Association Trinationale
de Protection Nucléaire

Geschäftsstelle
Murbacherstrasse 34, CH-4056 Basel
Telefon 0041 (0)61 322 06 24, Fax 0041 (0)61 322 06 29
info@atomschutzverband.ch, www.atomschutzverband.ch

Postkonto Schweiz PC 60-120755-7
Compte postal France 03890213036
Deutschland Sparkasse Markgräflerland Postfach 1264
D-Mülheim, Konto 108016601 Bankleitzahl 68351865

- tout exploitant d'une installation à risques est soumis au principe du "pollueur=payeur", ce qui est irréaliste dans le nucléaire. Aucune assurance ne couvre les coûts d'un accident majeur et se sont donc les pays eux-mêmes qui doivent en assumer les frais.

Quelle était la probabilité théorique de fusion de cœur calculée pour Dai-ichi?



Compléments sur le thème de probabilité d'occurrence

Max Planck Institut, 2012:

Nowadays, the current core damage frequency (CDF) of the current generation II reactors is said to be between about 5×10^{-5} per reactor-years or one core damage for every 20,000 reactor years (as expected by Rasmussen in 1975 for the US) in Europe and one for every 50,000 reactor years (or 2×10^{-5}) in the US. With about 440 nuclear reactors currently operating worldwide, this corresponds to one core damage every 45 to 100 years and more. However, with three new core damage accidents at Fukushima-Daiichi nuclear reactors 1, 2 and 3 (with Three Mile Island in 1979 and Chernobyl in 1986), we have had five core damage accidents in less than 40 years. In fact, a core damage has happened every eight years on the average in the world since 1970, corresponding to the beginning of the operation of generation II reactors (very few generation I reactors remain today). This shows a large discrepancy between the safety announced by the nuclear industry and the safety actually measured.

In total about 20 core melt events have occurred in military and commercial reactors worldwide since the early 1950s (Burns et al., 2012). An accident risk assessment of nuclear power plants (NPPs) by the US Nuclear Regulatory Commission in 1975 estimated the probability of a core melt at 1 in 20 000 per year for a single reactor unit (NRC, 1975). A follow-up report in 1990 adjusted this number and indicated that the core damage frequency is not a value that can be calculated with certainty, though an appendix presented the following likelihood of a catastrophic accident (NRC, 1990):

- a) Probability of core melt 1 in 10 000 per year;
- b) Probability of containment failure 1 in 100;
- c) Probability of unfavourable wind direction 1 in 10;
- d) Probability of meteorological inversion 1 in 10;
- e) Probability of evacuation failure 1 in 10.

The product of these possibilities is 1 in 1 billion per year for a single reactor (this assumes that factors (a)–(e) are independent, which is not the case, so that the actual risk of a catastrophic accident should be higher than this). Given this, with a total of about 440 active civilian reactors worldwide (IAEA, 2011; Supplement), and an estimated mean remaining lifetime of 20–25yr (together $\square 10000$ reactor years), then the probability of such a major accident occurring in this period would be roughly 1 in 100'000. In light of the uncertainties, the simplicity of this calculation is appealing.

In the past decades, four INES level 7 catastrophic nuclear meltdowns have occurred, one in Chernobyl and three in Fukushima. Note again that we are not considering INES 6 and lower level accidents with partial core melts such as Three Mile Island (USA), Mayak (a plutonium production and reprocessing plant in Siberia) and Sellafield (UK). The total number of operational reactor years since the first civilian nuclear power station in Obninsk (1954) until 2011 has been about 14'500 (IAEA, 2011; Supplement). This suggests that the probability of a major reactor accident, i.e., the combined probability of the factors (a) and (b), is much higher than estimated in 1990.

Simply taking the four reactor meltdowns over the 14'500 reactor years would indicate a probability of 1 in 3625 per reactor per year, 275 times larger than the 1990 estimate (NRC, 1990). However, since 2011 is at a junction in time with impacts of a catastrophic meltdown still unfolding, this direct estimate is high-biased, and we round it off to 1 in 5'000 per reactor per year for use in our model simulations. This is actually only a factor of two higher than the estimated core melt probability noted above, factor (a), although originally this factor also represented partial core melts, which have occurred more frequently. Our rounded estimate implies that with 440 civilian reactors worldwide a major accident can be expected to occur



about once every few decades, depending on whether we count Fukushima as a triple or a single event.

Environmentally harmful support measures in EU Members States; Report for DG Environment of the European Commission, January 2003

http://www.mng.org.uk/gh/resources/EC_env_subsidies.pdf

Page 29: Insurance coverage on behalf of nuclear generators in France

Risk studies show that nuclear reactor operations are generally accompanied by the risk of severe accident, even though that risk may be small. Severe nuclear accidents are accident sequences that lead to a loss of confinement of the radioactive inventory of the reactor. Certain accident sequences may lead to the release of relevant parts of the inventory to the environment; subsequent dispersion would result in health, environmental and economic damages.

Industrial risks are usually evaluated as a function of their probability and the projected magnitude of damages. They are usually covered by an insurance policy, for which the operator of the hazardous plant pays premiums. The premium paid depends on the quantitative risk involved, as calculated by the insurance company covering it. These insurance premiums usually form a standard element of production costs and contribute to the product price. Insurance premiums for high-risk production facilities thus result either in higher production costs or in efforts to avoid or limit risks and associated costs, or in both.

The potential damages accruing from a severe nuclear accident are covered by insurance to a limited extent only. A considerable part of the risk remains financially underinsured, leaving the bulk to government treasuries and reducing nuclear power production costs considerably.

Pages 127-139:

Core damage frequencies reported in PSA studies

Study	Country	Reactor/reactor type	Accident management measures	Core damage frequency, per reactor-year
NUREG-1150	USA	Surry/PWR	-	4*10 ⁻⁵
NUREG-1150	USA	Peach Bottom 2 / PWR	-	4.5*10 ⁻⁶
WASH1400	USA	PWR	-	2.6*10 ⁻⁵
WASH1400	USA	BWR	-	4.6*10 ⁻⁵
Sequoyah	USA	Sequoyah/PWR	-	5*10 ⁻⁵
EPS900	F	CP2/PWR	Yes	4.95*10 ⁻⁵
EPS1300	F	1300MW/PWR	Yes	1*10 ⁻⁵
Hinkley Point	GB	610MW/AGR	-	1*10 ⁻⁶
Japan	JA	1100MW/PWR	-	1*10 ⁻⁷
DRS-B	D	Biblis-B/PWR	yes	3*10 ⁻⁵
SWR Phase II	D	-	yes	2.7*10 ⁻⁶
Ringhals 3/4	S	915MW/PWR	-	3*10 ⁻⁶

Sources: Compiled from data in CEPN 1994¹⁰⁴, Werner 1995¹⁰⁵ supplemented by other sources

Risk map:

- <http://flexrisk.boku.ac.at/>
- <http://www.umweltbundesamt.at/fileadmin/site/umweltthemen/kernenergie/Riskmap/Englisch/Main.htm>