

Nukleare Sicherheit Eine Rechtsfrage

Dieses Grundlagendokument wird
laufend revidiert und ausgebaut.

Revision vom 1.6.2012

energisch.ch
M. Kühni
+41 79 294 03 31
mailto:markus@energisch.ch



1 Inhalt

1	Inhalt	2
2	Motivation	3
2.1	Mitdenken erlaubt – ein Plädoyer gegen die vorschnelle Ausserbetriebnahme der eigenen Urteilskraft	3
3	Nukleare Sicherheit – eine Kurzeinführung	5
3.1	Was heisst denn hier „sicher“?	5
3.2	Prüfung hypothetischer Störfälle	7
3.3	Auslegungsstörfälle vs. auslegungsüberschreitende Störfälle	8
3.4	Deterministische Störfallanalyse	9
3.5	Einzelfehler	10
3.6	Anlässe für das Durchführen einer Störfallanalyse	11
3.7	Vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernreaktoren	12
3.8	Sicherheitstechnische Klassierung	14
3.9	Accident Management	15
3.10	Defence in Depth	17
3.11	Gültigkeit von internationalen Regeln in der Schweiz	18
3.12	Sicherheitstechnische Klassierung und deterministische Störfallanalyse	18

2 Motivation

2.1 Mitdenken erlaubt – ein Plädoyer gegen die vorschnelle Ausserbetriebnahme der eigenen Urteilskraft

Ein Erfolgsfaktor der Nuklearbranche liegt wohl darin, es geschafft zu haben, die absolute Deutungshoheit nicht nur über ihr eigentliches Fachgebiet, sondern weit darüber hinaus über sämtliche Anwendungsgebiete, von der Geologie bis zur Psychologie, für sich bewahrt zu haben. Es wird ein Nimbus beschworen, alles Nukleare sei derart wissenschaftlich komplex bzw. in allen Anwendungsgebieten derart einsame Spitze, dass es nur für Eingeweihte zu verstehen sei. Entsprechend fehle nicht-doktorierten (bzw. nicht-indoktrinierten) jegliche Legitimation, mitzudenken und zu mitzureden.

Nur so lässt sich erklären, was derzeit – nach Fukushima – in der Schweiz **nicht** passiert. Es scheint, als hätten sich die letzten Halbgötter in Weiss im Dunstkreis der Atomwirtschaft ins 21. Jahrhundert retten können.

Ein Kinderspiel ist die Atomenergie bzw. die Risikoanalytik wahrlich nicht. Eine gewisse wissenschaftliche Einstiegshürde existiert tatsächlich. Wer die Sache in drei Sätzen erklärt haben will (oder muss)¹, wird nicht zum Ziel gelangen. Wer jedoch ein bisschen hartnäckiger am Lack kratzt, wird schnell feststellen: real existierende Nuklearenergietechnik ist zu grossen Teilen profane Dampfmaschinenteknologie aus dem 19. Jahrhundert. Für grundlegende Sicherheitserwägungen reicht ein einfaches Physikverständnis gut aus. Wärme wird erzeugt und muss abgeführt werden, entweder mit Dampf oder mit Wasser. Der Energieerhaltungssatz gilt auch im Reaktorgebäude. Kurz: auch ein AKW kocht buchstäblich nur mit Wasser².

Das Spezialwissen um nukleare Prozesse spielt mit wenigen Ausnahmen³ keinerlei Rolle bei der Analyse von Störfällen. Alles was der Nuklearphysiker beisteuern könnte, sind Angaben zum zeitlichen Verlauf der sogenannten Nachzerfallswärme. Aber schon die einfache Näherungsformel von anno 1946⁴ genügt für sicherheitstechnische Abschätzungen völlig.

Die Nuklearbranche hatte in den Sechzigern und Siebzigern des letzten Jahrhunderts tatsächlich auch ausserhalb der reinen Nuklearphysik einige Wissenschaftsbereiche vorangebracht. So wurden etwa formelle Risikoanalysemethoden und Computersimulationstechniken früh gefördert. Seit Kraftwerke in Betrieb stehen, wehrt sich allerdings Branche erfolgreich gegen die Umsetzung der wissenschaftlich gewonnenen Erkenntnisse. Es brauchte den Unfall von Three Mile Island (Harrisburg) von 1979 und weitere zehn Jahre, um der Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) – 1975 entwickelt – fünfzehn Jahre später zum Durchbruch zu verhelfen. Bis heute hat die PSA jedoch in den meisten Ländern, so auch in der Schweiz keine rechtlich *verbindliche* Bedeutung⁵. Es brauchte Tschernobyl von 1986 und nochmals mehr als zehn Jahre um die zwanzigjährigen Erkenntnisse zur mangelhaften Notkühlung (ECCS-Kontroverse, externe Ereignisse) in tatsächliche Nachrüstungen (die sogenannten Notstandssysteme⁶) umzumünzen. Es braucht nun Fukushima, um die 1998 von den Betreibern verlangte „Neubestimmung der Erdbebengefährdung an den Kernkraftwerkstandor-

¹ Gemäss mehrfacher, übereinstimmender Aussagen von Medienvertretern muss man Sachverhalte heutzutage offenbar in drei Sätzen erklären können, sonst könne man sie nicht bringen.

² Jedenfalls bei wassergekühlten Reaktoren, wie sie in der Schweiz ausschliesslich und überwiegend auch international betrieben werden (nur etwas mehr als zwanzig Reaktoren weltweit sind gasgekühlt).

³ Ausnahmen sind Kritikalitätsstörfälle und Störungen der Schnellabschaltung (ATWS), die jedoch gemäss Risikostudien nur eine verschwindende Bedeutung für das AKW-Gesamtrisiko haben.

⁴ Näherungsformel für die Wärmemenge von Way und Wigner, 1946
<http://de.wikipedia.org/wiki/Nachzerfallsw%C3%A4rme#Berechnung>

⁵ Im Sinne einer zwingenden Nachrüstung bestehender Kraftwerke oder deren Ausserbetriebnahme (siehe nachfolgende Kapitel).

⁶ Beim AKW Mühleberg heisst dieses System SUSAN

ten in der Schweiz (Projekt PEGASOS)⁷, welche von diesen 2001 gestartet und 2004 fertig gestellt, aber erst 2007 veröffentlicht wurde, nun erst Ende März 2012 (wegen Fukushima „vorgezogen“), also vierzehn Jahre nach der Forderung, in erste *verbindliche* Sicherheitsnachweise⁸ einfließen zu lassen. Von Ertüchtigungen der Anlagen ganz zu schweigen.

Diese sehr erfolgreiche und von der Aufsichtsbehörde mitgetragene⁹ Verzögerungstaktik hinderte jedoch weder die Betreiber, noch das ENSI daran, mit diesen wissenschaftlichen Untersuchungen im In- und Ausland zu prahlen und das vorgespiegelte Bild der „einsamen Spitze“ zu hegen und zu pflegen.

Wer sich mit nuklearer Sicherheit jenseits der Mediencommuniqués beschäftigt, wird auch schnell feststellen, dass es gar nicht so sehr um Technik geht. Sehr bald wird klar, dass vielmehr *rechtliche* Fragen in den Vordergrund rücken. Die Missstände und Defizite in den Kernanlagen werden oft gar nicht bestritten. Vielmehr geht es darum, ob und wie man diese doch noch durchwinken kann (oder muss – je nach Blickwinkel).

Genau um diese Fragen geht es in dieser Kurzeinführung. Bitte beissen Sie sich durch und – eben – denken Sie künftig mit!

⁷ Neubestimmung der Erdbebengefährdung an den Kernkraftwerkstandorten in der Schweiz (Projekt PEGASOS); http://static.ensi.ch/1314201207/pegasos_juni_07.pdf

⁸ Wir werden später sehen, *was genau* in der Schweiz als rechtlich verbindlich gilt, nämlich die Berücksichtigung in einer *deterministischen* Störfallanalyse.

⁹ Das ENSI liess sich beispielsweise alleine drei Jahre Zeit um Resultate aus der durch „erstrangige erdwissenschaftliche Fachexperten von unabhängigen Organisationen aus dem In- und Ausland“ verfassten Studie zu veröffentlichen. Danach wurde nahtlos das sogenannte „PEGASOS Refinement Project“ zur weiteren „Verfeinerung“ der Studien-Resultate gestartet. Dieses sollte angeblich bis Ende 2007 fertig sein. Es läuft noch heute. Siehe auch https://portal.swissnuclear.ch/index_en_files/info.html

3 Nukleare Sicherheit – eine Kurzeinführung

3.1 Was heisst denn hier „sicher“?

Wenn das ENSI verlautbart, „die Schweizer Kernanlagen sind sicher“¹⁰, dann ist damit ein rechtliches „sicher“ gemeint, kein technisches. In derart absoluten Worten sind AKWs technisch gesehen selbstverständlich *nie* sicher. Es gibt immer ein sogenanntes Restrisiko. Was hinter dem rechtlichen „sicher“ steckt, werden wir nun ergründen.

In der Schweizerischen Gesetzgebung werden – in Übereinstimmung mit internationalen Richtlinien¹¹ – sogenannte globale, übergeordnete Schutzziele definiert¹². Dabei geht es effektiv darum, das von einer Kernanlage ausgehende Restrisiko für Bevölkerung und Umwelt einzugrenzen.

Konkret hält die Strahlenschutzverordnung (SR 814.501 / StSV)¹³ in Artikel 94 im Wesentlichen fest, dass abhängig davon, wie häufig ein Störfall zu erwarten ist (in drei Stufen), eine bestimmte höchstens zulässige Strahlendosis für Personen aus der Bevölkerung¹⁴ nicht überschritten werden darf.

7. Kapitel: Störfälle

1. Abschnitt: Störfallvorsorge

Art. 94 Vorsorge

¹ Der Bewilligungsinhaber muss geeignete Massnahmen zur Vermeidung von Störfällen treffen.

² Der Betrieb muss so ausgelegt sein, dass der quellenbezogene Dosisrichtwert nach Artikel 7 auch bei Störfällen eingehalten werden kann, die mit einer Häufigkeit von mehr als 10^{-1} pro Jahr eintreten.

³ Bei Störfällen, die mit einer Häufigkeit zwischen 10^{-1} und 10^{-2} pro Jahr zu erwarten sind, muss der Betrieb so ausgelegt sein, dass ein einzelner Störfall eine zusätzliche Dosis von höchstens dem für diesen Betrieb festgelegten quellenbezogenen jährlichen Dosisrichtwert zur Folge hat.

⁴ Bei Störfällen, die mit einer Häufigkeit zwischen 10^{-2} und 10^{-4} pro Jahr zu erwarten sind, muss der Betrieb so ausgelegt sein, dass die aus einem einzelnen Störfall resultierende Dosis für nichtberuflich strahlenexponierte Personen höchstens 1 mSv beträgt.⁷⁷

¹⁰ <http://www.ensi.ch/de/2011/10/31/die-schweizer-kernanlagen-sind-sicher/>

¹¹ IAEA Fundamental Safety Principles No. SF-1, Principle 6: Limitation of risks to individuals

¹² Die Schutzziele oder auch „Akzeptanzkriterien“ werden gemäss IAEA Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants No. NS-G-1.2, article 4.99 in zwei Stufen definiert: „Global/high level criteria“ und „De-tailed criteria defined by the designer or analyst“. Letztere müssen immer gleich streng oder strenger sein, als Erstere.

¹³ Strahlenschutzverordnung (SR 814.501 / StSV); <http://www.admin.ch/ch/d/sr/8/814.501.de.pdf>

¹⁴ D.h. „nichtberuflich strahlenexponiert“

⁵ Bei Störfällen, die mit einer Häufigkeit zwischen 10^{-4} und 10^{-6} pro Jahr zu erwarten sind, muss der Betrieb so ausgelegt sein, dass die aus einem einzelnen Störfall resultierende Dosis für nichtberuflich strahlenexponierte Personen höchstens 100 mSv beträgt. Die Bewilligungsbehörde kann im Einzelfall eine tiefere Dosis festlegen.⁷⁸

⁶ Der Betrieb muss so ausgelegt sein, dass nur wenige Störfälle nach den Absätzen 4 und 5 auftreten können.⁷⁹

⁷ Für Störfälle nach den Absätzen 4 und 5 sowie für Störfälle, deren Eintretenshäufigkeit kleiner ist als 10^{-6} pro Jahr, deren Auswirkungen aber gross sein können, verlangt die Aufsichtsbehörde die erforderlichen vorsorglichen Massnahmen.⁸⁰

⁸ Die Aufsichtsbehörde legt im Einzelfall die Methodik und die Randbedingungen für die Störfallanalyse sowie für die Einordnung der Störfälle in die Häufigkeitskategorien der Absätze 3–5 fest. Die effektive Dosis oder die Organdosen durch störfallbedingte Bestrahlung von Personen sind mit den Beurteilungsgrössen und Dosisfaktoren der Anhänge 3, 4 und 7 nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zu ermitteln.⁸¹

Man könnte jetzt ausführlich über diese globalen Schutzziele lamentieren. Dass sie logisch gesehen verkehrtherum definiert sind¹⁵, dass sie ein viel zu hohes Risiko zulassen¹⁶, dass sie in einem wesentlichen Punkt schwammig bis unsinnig formuliert sind¹⁷. Dass sie eine Etikettenschwindel sind¹⁸. Aber das sprengt den Rahmen dieser Dokumentation.

Wir wollen jedoch festhalten, dass hier globale, übergeordnete Schutzziele definiert werden. Die Einhaltung dieser Ziele wird der Schweizer Bevölkerung als über allem stehender Grundsatz versprochen. Damit bildet Artikel 94 StSV die Spitze der Sicherheitspyramide, welcher sich die anderen Sicherheitsregelwerke unterzuordnen haben (was sie auch tun). Der Strahlenschutz gehört übrigens gemäss systematischer Sammlung zur „Gesundheit“ (SR 81) und nicht zur „Energie“ (SR 73) wie der Rest der Kernenergiegesetzgebung. Keine Frage, welches Gut höher zu gewichten ist¹⁹.

¹⁵ Man sollte nicht einen Dosisgrenzwert je nach Häufigkeit, sondern einen Häufigkeitsgrenzwert je nach Dosis definieren. Nur so verstanden macht Absatz 6 überhaupt Sinn.

¹⁶ 100mSv ist ein horrender Dosiswert. Bei 20mSv ist eine permanente Umsiedlung vorgesehen, siehe auch „Grundlagen für die Umsetzung des DMK bei einem Unfall in einer Kernanlage“, KomABC, 2003, Seite 14. Daher ist eine zulässige Häufigkeit von 10^{-4} also 1:10'000 pro Jahr und pro *einzelnen* Störfall viel zu hoch für die dicht besiedelten Schweizer AKW-Standorte.

¹⁷ Absatz 6 verlangt, „dass nur wenige Störfälle nach den Absätzen 4 und 5 auftreten können“. Damit wird quasi das *gesamthaft* zulässige Restrisiko eingegrenzt, denn die anderen Regeln gelten nur pro *einzelnen* Störfall. Aber was bedeutet denn „wenige“? Zwei, drei oder Dutzende, Hunderte (wie bei der PSA-Modellierung durchaus üblich)? Das tatsächliche Restrisiko definiert sich aus der Summe der einzelnen Störfallrisiken, also ist diese Frage hoch relevant.

Wie bereits gesagt macht der Verweis auf Absätze 4 und 5 zudem nur Sinn, wenn man sich auf Dosiswerte als *Kategorisierungsmerkmal* bezieht und nicht auf die für sich genommen harmlose Häufigkeit.

¹⁸ Die Strahlenschutzverordnung „garantiert“ angeblich Dosisgrenzwerte für Störfälle bis hinab zu einer Seltenheit von 10^{-6} pro Jahr (eins zu einer Million pro Jahr). Wer das genauer untersucht wird feststellen, dass die wichtigsten Störfälle wie Erdbeben und Überflutung nur bis zu einer Seltenheit von 10^{-4} (eins zu Zehntausend pro Jahr) untersucht werden (UVEK Gefährdungsannahmenverordnung Art. 5, Abs. 4). Ein klarer Fall von Etikettenschwindel am Volk.

¹⁹ Jedenfalls versteht der Autor als Rechtslaie unsere Bundesverfassung so: Die „körperliche Unversehrtheit“ gehört zu den Grundrechten, während die „Versorgung mit Strom“ dort nirgends zu finden ist.

Fazit: Im rechtlichen Sinne heisst „sicher“ also folgendes: „Die globalen, übergeordneten Schutzziele nach Art. 94. StSV werden eingehalten.“²⁰

3.2 Prüfung hypothetischer Störfälle

Abgesehen von den betrieblichen Emissionen der Kernanlagen beziehen sich die Grenzwerte ausschliesslich auf hypothetische Störfälle. Man kann also keine tatsächliche physische Messung der Dosis vornehmen (bzw. dann ist es zu spät). Es geht deshalb ausschliesslich um *theoretisch abgeschätzte Szenarien*. Und trotzdem müssen angesichts des horrenden Schadenspotenzials harte Regeln und Grenzen gelten. Wie geht das?

Derselbe Artikel 94 StSV beauftragt mit Absatz 8 die Aufsichtsbehörde – d.h. das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) – festzulegen, wie genau diese hypothetischen Störfälle und deren Auswirkungen zu analysieren sind.

Das ENSI hat in der Folge seine Richtlinie A-01²¹ ausgearbeitet und dort findet man denn auch den Rückbezug auf diesen Auftrag.

3 Rechtliche Grundlagen

Diese Richtlinie führt die folgenden rechtlichen Grundlagen aus:

- a. Art. 94 Abs. 8 Strahlenschutzverordnung (StSV, SR 814.501);
- b. Art. 2 Abs. 4 Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2).

²⁰ Genauer: „aus Sicht des Schutzes der allgemeinen Bevölkerung vor Strahlung“. Es gibt auch noch andere, eher technische Kriterien, die aber letztlich die Bevölkerung nicht interessieren. Weitere Kriterien betreffen das beruflich exponierte Personal. Diese sind ebenfalls nicht Gegenstand dieser Kurzeinführung.

²¹ ENSI A-01, Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse, Juli 2009; http://static.ensi.ch/1312959660/a-001_d.pdf

Sogleich kommt jedoch auch eine weitere rechtliche Grundlage ins Spiel (siehe Buchstabe b, oben), nämlich die UVEK Gefährdungsannahmenverordnung (SR 732.112.2)²². Dort steht zum Thema „Schutzziele“ folgendes:

Art. 2 Einhaltung der grundlegenden Schutzziele

¹ Der Gesuchsteller für eine Bau- oder Betriebsbewilligung (Gesuchsteller) oder der Inhaber einer Betriebsbewilligung für eine Kernanlage (Bewilligungsinhaber) hat die Einhaltung der grundlegenden Schutzziele durch eine deterministische Störfallanalyse nachzuweisen.

² Beim Nachweis des ausreichenden Schutzes gegen Störfälle sind mindestens die in den Artikeln 3–6 aufgeführten Gefährdungsannahmen zu berücksichtigen.

³ Die grundlegenden Schutzziele sind in jedem Fall eingehalten, falls die in den Artikeln 7 und 8 aufgeführten Kriterien erfüllt sind, für Kernkraftwerke zusätzlich die in den Artikeln 9–11 aufgeführten technischen Kriterien.

⁴ Die Aufsichtsbehörde wird beauftragt, die Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse in Richtlinien zu regeln.

Fazit: zum Nachweis der Einhaltung von „grundlegenden Schutzzielen“ ist eine sogenannte „deterministische Störfallanalyse“ auszuführen.

3.3 Auslegungsstörfälle vs. auslegungsüberschreitende Störfälle

An dieser Stelle wird eine wichtige Abgrenzung sichtbar. Absatz 3 hält unmissverständlich fest, „[d]ie grundlegenden Schutzziele sind in jedem Fall eingehalten, falls ...“. Schaut man diese Abgrenzung an, kann man anhand der Überschriften in der Verordnung ablesen, worum es geht.

Die Kriterien von Artikel 7–11 stehen unter folgender Überschrift:

3. Kapitel: Kriterien für die Bewertung des Schutzes gegen Auslegungsstörfälle

Ausgegrenzt sind die Kriterien im Artikel 12, welche unter der folgenden Überschrift stehen:

4. Kapitel: Kriterien für die Bewertung des Schutzes gegen auslegungsüberschreitende Störfälle

Artikel 12 behandelt die Ergebnisse der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA). Der Ausschluss von Artikel 12 (via Artikel 2, Absatz 3) lässt erkennen, dass klare rechtliche Verpflichtungen (etwa zur Ausserbetriebnahme und sofortigen Nachrüstung) von ungenügenden PSA-Ergebnissen *nicht* erwirkt werden können.

Wichtig ist hier der Begriff „Auslegung“ (engl. „design-basis“). Er bezeichnet die Gesamtheit der sicherheitstechnischen Zielvorgaben an die Konstruktion der Anlage. „Auslegungsstörfälle“ sind folg-

²² Verordnung des UVEK vom 17. Juni 2009 über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (SR 732.112.2); <http://www.admin.ch/ch/d/sr/7/732.112.2.de.pdf>

lich Störfälle, welche die Anlage (ohne unzulässige Auswirkungen) verkraften muss. Bei einem „auslegungsüberschreitenden Störfall“ werden hingegen keine Garantien mehr abgegeben:

b. *Auslegungsüberschreitender Störfall*: Störfall, welcher in Bezug auf das auslösende Ereignis oder die Art und Anzahl zusätzlicher Fehler den Rahmen der Auslegung durchbricht; dabei kann nicht ausgeschlossen werden, dass radioaktive Stoffe in gefährdendem Umfang freigesetzt werden.

Die Abgrenzung geschieht seit jeher nach der „Glaubwürdigkeit“ des Eintretens eines Störfalls während der Lebenszeit der Anlage. Früher hiessen diese Grenzfälle „maximum credible accident“, zu Deutsch „grösster anzunehmender Unfall“ (GAU).²³

Fazit: Wir sehen, dass ausschliesslich die deterministische Störfallanalyse relevant ist und dass diese ausschliesslich Auslegungsstörfälle zum Nachweis der „Einhaltung der grundlegenden Schutzziele“ untersuchen muss.

Der Umkehrschluss ist ebenso wichtig: sowohl auslegungsüberschreitende Störfälle, als auch die PSA sind in keiner Weise Gegenstand des Nachweises der „Einhaltung der grundlegenden Schutzziele“.

3.4 Deterministische Störfallanalyse

Der Begriff „deterministische Störfallanalyse“ bezeichnet eine uralte²⁴, international verankerte Risikoanalyse-Methode, die sowohl bei der Planung, Bewilligung, wie auch bei der wiederkehrenden Sicherheitsüberprüfung einer Anlage benutzt werden muss. Sie läuft nach dem folgenden Schema ab:

Zuerst bestimmt man die zu berücksichtigenden Auslegungsstörfälle. Das können intern ausgelöste Störfälle (Reaktivitätsstörungen, Brand, Rohr-, Gefässbrüche oder -leckagen, Versagen von Systemen, etc.) aber auch extern ausgelöste Störfälle (Erdbeben, Überflutung, Flugzeugabsturz, etc.) sein. Die Gesamtheit und angenommene Stärke dieser Auslegungsstörfälle bilden die sogenannten Gefährdungsannahmen. Vorgegeben sind diese in der UVEK Gefährdungsannahmenverordnung, Art. 3 bis 6.

Diese Gefährdungsannahmen spielt man nun gedanklich in der (geplanten oder existierenden) Anlage durch. Heutzutage wird natürlich ein Computermodell der Anlage den hypothetischen Störfällen ausgesetzt²⁵. Aus den Annahmen zum Ereignis und seinem weiteren Ablauf (sowie weiteren Randbedingungen) werden Anforderungen an die einzelnen Bauwerke und Ausrüstungen bestimmt. Jeder Anlageteil wird schliesslich einzeln betrachtet und es wird entschieden, ob die erforderliche Funktion unter der vorherrschenden Beanspruchung erfüllt werden kann oder nicht.

²³ Der auslegungsüberschreitende Störfall ist demnach der „Super-GAU“. Siehe auch <http://de.wikipedia.org/wiki/Auslegungsst%C3%B6rfall>

²⁴ Die Methode geht zurück auf Prinzipien, welche vom Reactor Safeguard Committee ab 1947 innerhalb der US Atomic Energy Commission (AEC) angewendet wurden. *To „imagine the worst possible accident and to design safety apparatus guaranteeing that it could not happen“*. Später entstand die Richtlinie „Reactor Safety Determination“, 1951.

Aus „Controlling the Atom“, Mazuzan, George T., 1984

²⁵ In der Praxis bestehen die Computermodelle aus mehreren (Teil-) Abbildungen auf unterschiedlichen Detail-, Fach- und Technikebenen. Unterschiedliche Simulations- und Risikoanalyse-Softwarelösungen werden lose eingesetzt und deren Ergebnisdaten weiterverarbeitet und konsolidiert.

3.5 Einzelfehler

Weil technische Einrichtungen niemals hundertprozentig zuverlässig sein können, wird in der deterministischen Störfallanalyse zudem ein sogenannter Einzelfehler unterstellt. D.h. zusätzlich zur Belastung durch den Störfall wird noch jeder mögliche *einzelne* Ausfall eines Anlageteils durchgespielt. Dies hat logischerweise indirekt zur Folge, dass unverzichtbare Sicherheitseinrichtungen mehrfach vorhanden sein müssen (Redundanz).

Nur anhand der jeweils verfügbaren Anlageteile, wird entlang der gegenseitigen Abhängigkeiten bis auf Stufe der Gesamtanlage bestimmt, welche Sicherheitsfunktionen (Kühlung, etc.) erfüllt werden können oder andernfalls welche Beschädigungen und letztlich Freisetzungen von radioaktiven Stoffen nicht ausgeschlossen werden können.

Schliesslich wird geprüft, ob mit diesem Ergebnis die Sicherheitsziele erreicht werden können, oder nicht. Dies wiederum geschieht anhand der sogenannten Akzeptanzkriterien, welche ebenfalls in der UVEK Gefährdungsannahmenverordnung definiert sind (Art. 7 – 11). Geht man diesen Kriterien nach, findet man (neben technischen Kriterien) auch wieder den Rückbezug auf die Strahlenschutzverordnung, also unsere globalen, übergeordneten Schutzziele für Bevölkerung und Umwelt:

3. Kapitel: Kriterien für die Bewertung des Schutzes gegen Auslegungsstörfälle 1. Abschnitt: Kriterien für Kernanlagen

Art. 7 Radiologische Kriterien

Der Gesuchsteller oder der Bewilligungsinhaber hat für jeden angenommenen Störfall nachzuweisen, dass:

- a. die Dosiswerte nach Artikel 94 Absätze 3–5 und 96 Absatz 5 der Strahlenschutzverordnung vom 22. Juni 1994² eingehalten werden;

Sind die Akzeptanzkriterien bei allen durchgespielten Szenarien erreicht, spricht man im Jargon vom „Beherrschen des Störfalls“.

Fazit: Die deterministische Störfallanalyse liefert also die rechtlich verbindliche „Ja/Nein“-Antwort²⁶ zum Prädikat „sicher“ (Sicherheitsstatus). Sie ist schlicht das wichtigste und verbindlichste Instrument zur Wahrung der Nuklearen Sicherheit.

Entsprechend wichtig sind die Qualitätsanforderungen an diese Analyse und deren Verbindlichkeit im Sinne, dass die in Anspruch genommenen Annahmen auch jederzeit(!) der Realität in der Anlage entsprechen. Wir werden später darauf zurückkommen.

²⁶ Dies im Gegensatz zur zweiten, international verankerten Analyseverfahren, der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA), welche mit Wahrscheinlichkeitsabschätzungen arbeitet. Diese Methode erlaubt wesentlich realistischere Aussagen zu den tatsächlichen Risiken (in beide Richtungen) und berücksichtigt beispielsweise auch Mehrfachfehler und andere sich möglicherweise zu signifikanten Risiken kumulierende Effekte. Zudem werden auch die Unsicherheiten der zugrundeliegenden Abschätzungen und Analysedaten mitberechnet und auf allen Stufen ausgewiesen.

3.6 Anlässe für das Durchführen einer Störfallanalyse

Eine gute Übersicht zum Zweck von Störfallanalysen gibt der Erläuterungsbericht zur Richtlinie ENSI-A-01²⁷:

1.2 Zweck von Störfallanalysen

Bei der Nutzung der Kernenergie ist Vorsorge gegen eine unzulässige Freisetzung radioaktiver Stoffe sowie gegen eine unzulässige Bestrahlung von Personen im Normalbetrieb und bei Störfällen zu treffen (Art. 4 Abs. 1 KEG). Anforderungen an die Schutzmassnahmen gegen Störfälle werden in Art. 8 KEV konkretisiert. Der Nachweis des ausreichenden Schutzes gegen Störfälle ist mittels einer Störfallanalyse zu erbringen (Art. 2 Abs. 1 der Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen).

Die Verankerung im Kernenergiegesetz [KEG]²⁸ sowie in der Kernenergieverordnung [KEV]²⁹ wird aufgezeigt. Der angegebene Artikel 8 KEV bezieht sich wiederum ausdrücklich auf die globalen, übergeordneten Schutzziele der Strahlenschutzverordnung, Art. 94:

Art. 8 Anforderungen an den Schutz gegen Störfälle

¹ Bei Kernanlagen sind gegen Störfälle mit Ursprung innerhalb oder ausserhalb der Anlage Schutzmassnahmen zu treffen.

⁴ Für die Auslegung einer Kernanlage nach Artikel 7 Buchstabe c sind die Störfälle nach den Absätzen 2 und 3 nach den Häufigkeiten des Artikels 94 der Strahlenschutzverordnung vom 22. Juni 1994 (StSV)³ einzuteilen. Zusätzlich zum auslösen-

den Ereignis ist ein unabhängiger Einzelfehler anzunehmen. Es ist nachzuweisen, dass die Dosen nach Artikel 94 Absätze 2–5 StSV eingehalten werden können.

Der Erläuterungsbericht zur Richtlinie ENSI-A-01 führt weiter aus:

Störfallanalysen sind im Rahmen von Bewilligungen und von Freigaben für Kernanlagen (Anhang 4 KEV) einzureichen. Ihre Aktualität ist nach der Betriebsaufnahme bei Anlageänderungen, bei Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ), bei neuen Gefährdungsannahmen (Art. 13 Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen) sowie bei der Umsetzung von Betriebserfahrungen und bei Änderungen des Standes von Wissenschaft und Technik (SWT) zu überprüfen und zu bewerten (Art. 33 ff. KEV).

Erste Sicherheitsnachweise sind natürlich für den Neubau einer Kernanlage zu erbringen. Aber auch nach der Betriebsaufnahme gibt es eine Reihe von Anlässen, welche eine Störfallanalyse erfordern. Dabei spielen vor allem *Änderungen* eine Rolle: bauliche Änderungen an der Anlage selber, aber auch Änderungen bei der Betriebserfahrung (damit sind natürlich primär „schlechte Erfahrungen“ gemeint, etwa Fukushima) oder Änderungen bei Gefährdungsannahmen (etwa die Neuschätzung der

²⁷ Richtlinie ENSI-A01/d, Erläuterungsbericht, Juli 2009; http://static.ensi.ch/1313045150/a-001_d_erlaeueterungsbericht.pdf

²⁸ Kernenergiegesetz vom 21. März 2003 [KEG] [SR 732.1]; <http://www.admin.ch/ch/d/sr/7/732.1.de.pdf>

²⁹ Kernenergieverordnung vom 10. Dezember 2004 [KEV] [SR 732.11]; <http://www.admin.ch/ch/d/sr/7/732.11.de.pdf>

Stärke von Erdbeben) und Änderungen bei Wissenschaft und Technik (etwa dass man neue Alterungsmechanismen feststellt). All diese Änderungen stellen möglicherweise die Sicherheit der Anlage in Frage. Bei baulichen Änderungen kommen zudem neue sicherheitstechnische Standards zur Anwendung, welche für die bestehende Anlage nicht galten.

Auch ohne speziellen Anlass muss ca. alle 10 Jahre die Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) durchgeführt werden. Auch hier geht es eigentlich um Änderungen, nämlich um diejenigen der schleichenden Art. Damit kommt der PSÜ eine spezielle Rolle zu: sie definiert gleichsam den minimalen „permanenten“ Sicherheitsstandard für bestehende (alte) Kernanlagen. Wir werden darauf zurückkommen.

3.7 Vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernreaktoren

Die Kernenergieverordnung regelt in Art. 44 die „Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme und Nachrüstung von Kernreaktoren“:

Art. 44 Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme und Nachrüstung von Kernreaktoren

¹ Der Inhaber einer Betriebsbewilligung hat den Kernreaktor ausser Betrieb zu nehmen und nachzurüsten, wenn eines oder mehrere der folgenden technischen Kriterien erfüllt sind:

- a. Ereignisse oder Befunde zeigen, dass die Kernkühlung bei Störfällen nach Artikel 8 nicht mehr gewährleistet ist;
- b. Ereignisse oder Befunde zeigen, dass die Integrität des Primärkreislaufes nicht mehr gewährleistet ist;
- c. Ereignisse oder Befunde zeigen, dass die Integrität des Containments nicht mehr gewährleistet ist.

² Das Departement legt die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien in einer Verordnung fest.

Gemäss dem Auftrag von Absatz 2 regelt die „Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken“³⁰ in Artikel 2, wie ein Befund oder ein Ereignis die Überprüfung der Auslegung auslöst.

³⁰ Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (SR 732.114.5)
<http://www.admin.ch/ch/d/sr/7/732.114.5.de.pdf>

2. Kapitel: Ausserbetriebnahme wegen Auslegungsfehlern

Art. 2 Überprüfung der Auslegung

¹ Der Inhaber der Betriebsbewilligung (Bewilligungsinhaber) hat die Auslegung des Kernkraftwerks unverzüglich zu überprüfen, wenn:

- a. er annehmen muss, dass aufgrund eines Auslegungsfehlers die Kernkühlbarkeit bei Störfällen, die Integrität des Primärkreislaufs oder die Integrität des Containments nicht mehr gewährleistet sind;
- b. in seinem Kernkraftwerk Ereignisse oder Befunde eingetreten sind, die nach der internationalen Störfall-Bewertungsskala INES nach Anhang 6 Ziffer 2 der KEV der Stufe 1 oder höher zugeordnet werden;

- c. in einem anderen in- oder ausländischen Kernkraftwerk Ereignisse oder Befunde eingetreten sind, die nach der internationalen Störfall-Bewertungsskala INES nach Anhang 6 Ziffer 2 der KEV der Stufe 2 oder höher zugeordnet werden;
- d. die Aufsichtsbehörde nach Artikel 6 KEV dies anordnet.

² Er teilt das Ergebnis der Überprüfung unverzüglich der Aufsichtsbehörde mit.

Artikel 3 bestimmt, welche Konsequenzen das Ergebnis der Überprüfung hat:

Art. 3 Ausserbetriebnahme

Der Bewilligungsinhaber hat das Kernkraftwerk unverzüglich vorläufig ausser Betrieb zu nehmen, wenn die Überprüfung nach Artikel 2 zeigt, dass die Dosisgrenzwerte nach Artikel 94 Absätze 3–5 und 96 Absatz 5 der Strahlenschutzverordnung vom 22. Juni 1994² nicht eingehalten werden.

Fazit: die vorläufige Ausserbetriebnahme eines Kernkraftwerkes nach Art. 3 wird ausschliesslich anhand der Überprüfung der Auslegung, also durch das Nichtbeherrschen von Auslegungsstörfällen vorgenommen.

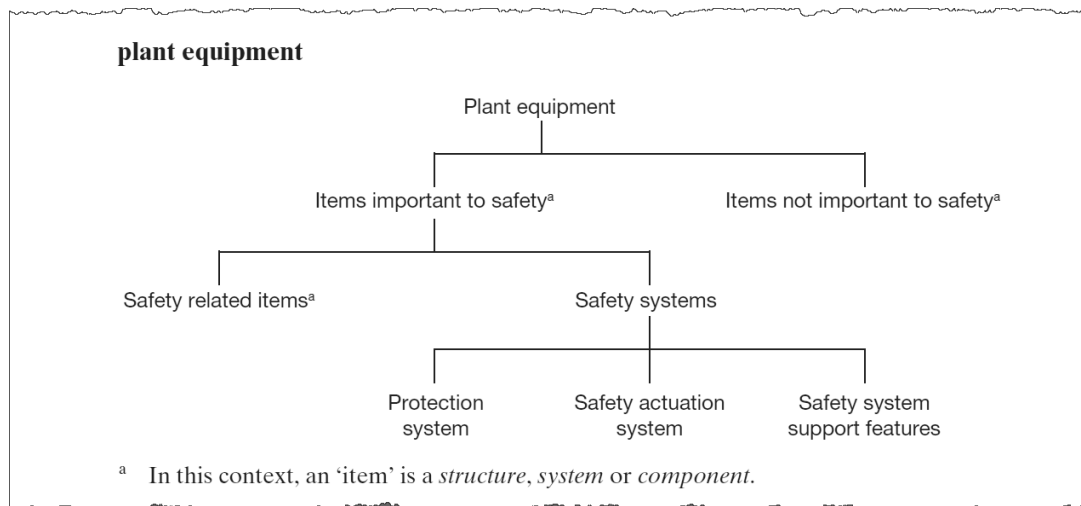
Der Umkehrschluss ist ebenso wichtig: Probleme mit auslegungsüberschreitenden Störfällen sind nicht Anlass für eine Ausserbetriebnahme.

3.8 Sicherheitstechnische Klassierung

Wir haben vorgängig festgestellt, dass die deterministische Störfallanalyse verbindlich darüber entscheidet, ob eine Kernanlage als „sicher“ gilt, oder nicht. Entsprechend wichtig sind die Qualitätsanforderungen an diese Analyse und deren Verbindlichkeit im Sinne, dass die in Anspruch genommenen Annahmen zur Güte, Leistungsfähigkeit, Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit (tatsächliches Vorhandensein und Betriebsbereitschaft) der Anlagenteile auch jederzeit der Realität entsprechen.

Man könnte auch von einer „Zertifizierung“ der Anlage reden. „Als Zertifizierung (von lat. „certe“ = bestimmt, gewiss, sicher und „facere“ = machen, schaffen, verfertigen) bezeichnet man ein Verfahren, mit dessen Hilfe die Einhaltung bestimmter Anforderungen nachgewiesen wird.“³¹

Um diese Qualitätsanforderungen zu verankern, wird im Regelwerk (nach dem Vorbild der USA³²) die sogenannte „sicherheitstechnische Klassierung“ vorgeschrieben³³. In ihrer Richtlinie G-01 „Sicherheitstechnische Klassierung für *bestehende* Kernkraftwerke“ wird klar definiert, wie die Ausrüstung von Kernanlagen „aufgrund ihrer Bedeutung für die nukleare Sicherheit“ in Sicherheitsklassen eingestuft wird. Grafisch aufgezeigt wird eine ähnliche Klassierung im IAEA Safety Glossary:³⁴



Wozu denn eine Sicherheitsklassierung? „In Abhängigkeit der sicherheitstechnischen Klassierung der Ausrüstungen und Bauwerke werden in anderen Teilen des Regelwerks die Anforderungen an deren Auslegung, Qualität und Instandhaltung sowie die Melde- und Freigabepflichten im Aufsichtsprozess festgelegt.“³⁵

Die Richtlinie ENSI-G-01 regelt die sicherheitstechnische Klassierung der mechanischen sowie der elektrischen Ausrüstung. Sie stellt zudem (je nach Klassierung) klare Anforderungen an die Erdbebenfestigkeit der Ausrüstung (Erdbebenklassierung) und bestimmt, dass entsprechende Komponenten (logischerweise) nur in ebenfalls entsprechend erdbebenfesten Bauwerken eingebaut sein dürfen (nukleare Bauwerksklasse).

³¹ <http://de.wikipedia.org/wiki/Zertifizierung>

³² Siehe ENSI G-01 Erläuterungsbericht, Kap. 1 „Grundlage für die sicherheitstechnische Klassierung bildet dabei der U.S. NRC Regulatory Guide 1.26 Rev. 3, der auch der Vorgängerrichtlinie HSK-R-06 zu Grunde lag.“

Anmerkung: die Rev. 3 stammt von 1976

³³ gestützt auf Anhang 4 Ziffer 3 KEV

³⁴ IAEA Safety Glossary 2007 Edition; http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1290_web.pdf

³⁵ ENSI G-01, Kapitel 4

Die Zuweisung zu den Klassen erfolgt zwingend (im Imperativ „zuzuordnen sind“) und nach klaren Regeln. Zum Beispiel SK 2 (Ausschnitt):

4.1.2 Sicherheitsklasse 2

Der SK 2 zuzuordnen sind die Ausrüstungen von Systemen mit Sicherheitsfunktion sowie Ausrüstungen von sicherheitstechnischer Bedeutung, welche nicht der SK 1 zugeteilt sind.

Die Ausrüstungen für folgende Sicherheitsfunktionen sind als SK 2 zu klassieren:

- a. Kühlung bzw. Notkühlung des Reaktorkerns im abgeschalteten Zustand;
- b. Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktor, soweit sie mit Primärkühlmittel erfolgt;
- c. Wärmeabfuhr aus dem Primärcontainment, soweit sie in offener Verbindung mit diesem erfolgt;
- d. sekundärseitige Nachwärmeabfuhr in DWR-Anlagen;

Dabei spielt der Begriff „Sicherheitsfunktion“ eine zentrale Rolle. Dieser ist denn auch verbindlich im Anhang definiert:

Sicherheitsfunktion

Unter einer Sicherheitsfunktion wird eine Funktion verstanden, die zur Einhaltung der Schutzziele erforderlich ist.

Damit ist die logische Kette zur Störfallanalyse geschlossen: KKW „sicher“? → erfordert Nachweis zur Einhaltung der Schutzziele → erfordert Sicherheitsfunktionen → erfordert sicherheitstechnische Klassifizierung.

3.9 Accident Management

Die Richtlinie G-01 regelt aber auch die Ausnahmen, die unklassierte Ausrüstung und dabei stösst man auf den Begriff der „mobilen mechanischen Ausrüstung [...] die im Rahmen des Accident Management eingesetzt“ wird:

4.1.5 Mechanisch unklassierte Ausrüstungen

Alle nicht den SK 1 bis 4 zugeteilten mechanischen Ausrüstungen gelten als mechanisch unklassiert. Darunter fallen auch mobile mechanische Ausrüstungen sowie sich nicht auf dem Kraftwerksareal befindliche Ausrüstungen, die im Rahmen des Accident Management eingesetzt werden.

Ist das nun ein Schlupfloch?

Nein. Der Begriff des „Accident Management“ ist klar definiert. Allerdings wird man im schweizerischen Regelwerk nicht direkt fündig. Geht man zur IAEA findet man den Begriff im IAEA Safety Glossary³⁶:

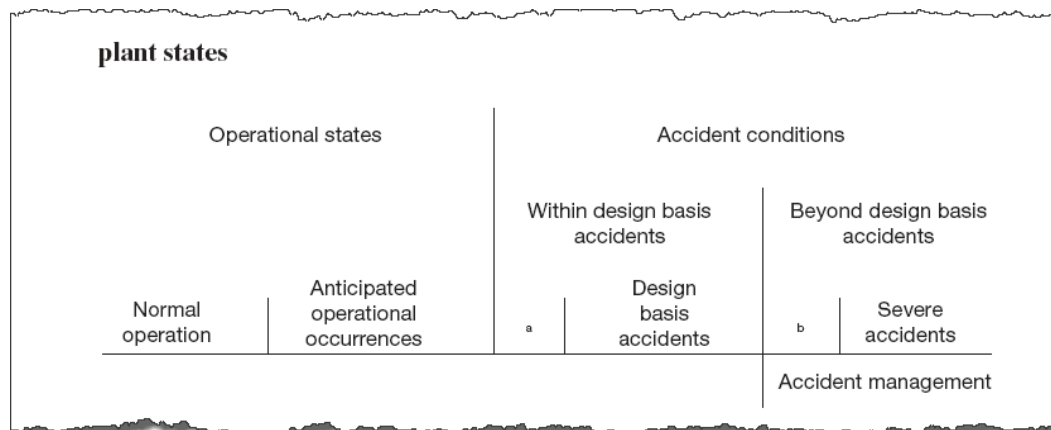
³⁶ IAEA Safety Glossary 2007 Edition, http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1290_web.pdf

accident management. The taking of a set of actions during the evolution of a *beyond design basis accident*:

- (a) To prevent the escalation of the *event* into a *severe accident*;
- (b) To mitigate the consequences of a *severe accident*;
- (c) To achieve a long term safe stable state.

① The second aspect of *accident management* (to mitigate the consequences of a *severe accident*) is also termed *severe accident management*.

Der Bezug zum „beyond design basis accident“, also dem auslegungsüberschreitenden Störfall macht die Sache sofort klar: auslegungsüberschreitende Störfälle sind nicht Gegenstand der deterministischen Störfallanalyse (siehe Kapitel 3.4), somit ist auch Accident Management dort nicht zulässig. Noch klarer wird die Abgrenzung im Diagramm zur IAEA Begriffsdefinition von „plant states“ (Anlagenzustände). Auch dort hat Accident Management seinen klar abgetrennten Platz ausschliesslich unter „Beyond design basis accidents“ (auslegungsüberschreitende Störfälle):



3.10 Defence in Depth

Das Konzept der „Defence in Depth“ wird als das fundamentalste und zentralste Prinzip der technischen Sicherheitsvorsorge bezeichnet³⁷. Die folgende Tabelle zeigt, wie die Eskalation von Unfällen durch gestaffelte „Verteidigungsebenen“ verhindert werden soll. Die Abtrennung zwischen den Ebenen bilden Barrieren gegen die weitere Eskalation. Dazu stehen jeder Ebene klare Mittel („Essential means“) zur Verfügung. Es sei auch betont, dass sich das Konzept auf *bestehende* Anlagen („existing plants“) bezieht:³⁸

TABLE I. LEVELS OF DEFENCE IN DEPTH IN **EXISTING** PLANTS

Levels	Objective	Essential means
Level 1	Prevention of abnormal operation and failures	Conservative design and high quality in construction and operation
Level 2	Control of abnormal operation and detection of failures	Control, limiting and protection systems and other surveillance features
Level 3	Control of accidents within the design basis	Engineered safety features and accident procedures
Level 4	Control of severe plant conditions, including prevention of accident progression and mitigation of the consequences of severe accidents	Complementary measures and accident management
Level 5	Mitigation of radiological consequences of significant releases of radioactive materials	Off-site emergency response

Auslegungsstörfälle (accidents within design basis) sollen auf Ebene 3 mittels „Engineered safety features and accident procedures“ (festeingebaute Sicherheitssysteme und Störfallvorschriften) beherrscht werden. Erst für die auslegungsüberschreitenden Störfälle ist auf Ebene 4 „accident management“ vorgesehen.

Für die Regeln der „Defence in Depth“ gibt es bei der IAEA eine eigene Richtlinie „Defence in Depth in Nuclear Safety“ (INSAG-10)³⁹. Dieser Text räumt die letzten Zweifel betreffs Accident Management aus:

„43 [...] Accident management may not be used to excuse design deficiencies at prior levels.“

³⁷ “The primary means of preventing and mitigating the consequences of accidents is ‘defence in depth’.” IAEA Fundamental Safety Principles No. SF-1, Art. 3.31

³⁸ Article 49 und Table I in IAEA “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12”; http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/PO82_scr.pdf

³⁹ Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG 10; http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1013e_web.pdf

3.11 Gültigkeit von internationalen Regeln in der Schweiz

Formell auf sich bezogen sind die IAEA-Richtlinien in der Schweiz nur Empfehlungen. Man muss sich aber auf Art. 5 des Kernenergiegesetzes besinnen, wo der Bezug zu „international anerkannte Grundsätzen“ hergestellt wird und sonstige wichtige Prinzipien verankert werden:

Art. 5 Schutzmassnahmen

¹ Bei der Auslegung, beim Bau und beim Betrieb der Kernanlagen sind Schutzmassnahmen nach international anerkannten Grundsätzen zu treffen. Die Schutzmassnahmen umfassen insbesondere den Einsatz qualitativ hochwertiger Bauteile, gestaffelte Sicherheitsbarrieren, die mehrfache Ausführung und die Automation von Sicherheitssystemen, den Aufbau einer geeigneten Organisation mit qualifiziertem Personal sowie die Förderung eines ausgeprägten Sicherheitsbewusstseins.

² Für den Fall, dass gefährliche Mengen radioaktiver Stoffe freigesetzt werden, sind Notfallschutzmassnahmen zur Begrenzung des Schadenausmasses vorzubereiten.

³ Um zu verhindern, dass die nukleare Sicherheit von Kernanlagen und Anlagen...

Damit scheint wenigstens zum Zwecke der Fachbegriffs-Definition und Rechtsauslegung ein Rückgriff auf die IAEA Regeln möglich. Das ENSI hat sich zudem wiederholt zu den IAEA-Regeln bekannt.

Wir nehmen vom Art. 5 KEG „en passant“ auch zur Kenntnis, dass der Begriff „Notfallschutzmassnahmen“, welchen das ENSI gemeinhin als Übersetzung für „Accident Management“ verwendet, erst für den Fall das „gefährliche Mengen radioaktiver Stoffe freigesetzt werden“ erwähnt wird, also per Definition im auslegungsüberschreitenden Fall.

3.12 Sicherheitstechnische Klassierung und deterministische Störfallanalyse

Merkwürdigerweise sucht man in Richtlinie A-01 des ENSI zur deterministischen Störfallanalyse vergeblich nach einem ausdrücklichen Bezug zur sicherheitstechnischen Klassierung. Es wird dort nicht ausdrücklich festgehalten, dass selbstverständlich nur sicherheitsklassierte Ausrüstungen bei der Beherrschung der Auslegungsstörfälle angerechnet werden dürfen.

Klarheit schafft jedoch die Richtlinie HSK R-48, welche die Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) regelt. Wie wir vorgängig argumentiert haben (siehe Kap. 3.6), markiert die PSÜ gleichsam den minimalen „permanenten“ Sicherheitsstandard für bestehende (alte) Kernanlagen, daher ist es sicherlich angemessen, diesen Minimalstandard auf andere Anlässe für eine deterministische Sicherheitsprüfung zu übertragen (solange für diese Fälle eine eigene ENSI-Richtlinie fehlt).

Richtlinie HSK R-48 setzt ebenfalls (unter anderem) auf eine deterministische Sicherheitsanalyse:

Deterministische Sicherheitsstatusanalyse

Nachweisziel ist, dass ein für das Kernkraftwerk abdeckendes Spektrum von Auslegungsfällen durch die Sicherheitseinrichtungen² unter konservativen Randbedingungen (z.B. ungünstigster Ausgangszustand, Zusatz- und Folgeausfälle) so beherrscht wird, dass

- die durch Zwischenfälle und Unfälle verursachte Strahlenexposition die in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Dosisgrenzwerte nicht überschreitet,
- die durch Zwischenfälle und Unfälle verursachten Beanspruchungen der Sicherheitseinrichtungen einen Sicherheitsabstand zur Versagensgrenze aufweisen.

² Siehe Kapitel 8 "Begriffsdefinitionen"

Und sie verweist per Fussnote auf die Begriffsdefinition von „Sicherheitseinrichtungen“:

Sicherheitseinrichtungen

Unter Sicherheitseinrichtungen werden Bauwerke sowie Systeme und Komponenten verstanden, die gemäss den Richtlinien HSK-R-04/d und HSK-R-06/d der Bauklasse BK1 sowie den Sicherheitsklassen SK 1 bis 3 und 1E zugeordnet sind.

Die dort genannte Richtlinie HSK-R06 wurde seither (Januar 2011) abgelöst durch die Richtlinie ENSI G-01 welche als „Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke“⁴⁰ schon im Namen klarmacht, dass sie für die alten Kernkraftwerke gilt. In deren Erläuterungsbericht kann man wiederum den Bezug zur oben zitierten HSK-R06 herstellen⁴¹:

Die vorliegende Richtlinie gilt für die bestehenden Kernkraftwerke. Grundlage für die sicherheitstechnische Klassierung bildet dabei der U.S. NRC Regulatory Guide 1.26 Rev. 3, der auch der Vorgängerrichtlinie HSK-R-06 zu Grunde lag. Mittlerweile liegt die aktuell gültige Ausgabe des Reg. Guide 1.26 in der Version Rev. 4 vor. Das ENSI hat die Revisionen 3 und

Fazit: wir haben etabliert, dass bei einer deterministischen Störfallanalyse in der Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) nur sicherheitsklassierte Ausrüstungen berücksichtigt werden dürfen. Weil die PSÜ den Minimalstandard für alte Anlagen beschreibt, ist diese Anforderung auf andere Anlässe für eine deterministische Störfallanalyse übertragbar.

⁴⁰ Richtlinie ENSI G-01, Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke
http://static.ensi.ch/1313765736/g01_d.pdf

⁴¹ Richtlinie ENSI-G01/d, Erläuterungsbericht, Januar 2011
http://static.ensi.ch/1313765897/g01_erlaeuterungsbericht.pdf