

Zur Terminologie „Super-GAU“

Fukushima und Tschernobyl waren katastrophale Atomunfälle

Von Henrik Paulitz, 8. März 2013

Immer wieder wird infrage gestellt, ob man die Atomunfälle in Tschernobyl (1986) und in Fukushima (2011) als „Super-GAU“ bezeichnen sollte. Die Abkürzung GAU stünde bereits für den „größten anzunehmenden Unfall“ und daher sei die Bezeichnung „Super-GAU“ sprachlich ein unsinniger Superlativ und sachlich eine unangemessene Übertreibung, heißt es immer wieder. Tatsächlich ist es aber sachgerecht, für Tschernobyl und Fukushima Bezeichnungen wie „Super-GAU“ oder auch „katastrophaler Atomunfall“ zu verwenden.

GAU – „Größter anzunehmender Unfall“

Das Konzept des „größten anzunehmenden Unfalls“, kurz GAU, wurde vor Jahrzehnten in den USA entwickelt („maximum credible accident“) und u.a. auch von der deutschen Atomindustrie (Siemens etc.) weitgehend kritiklos übernommen.

Es handelte sich dabei per Definition „nur“ um einen „Auslegungsstörfall“, der von den Sicherheitssystemen zuverlässig „beherrscht“ wird, ohne dass außerhalb des Atomkraftwerks Störfallgrenzwerte überschritten werden. Salopp gesagt: Ein GAU ist halb so schlimm.

Als „größten anzunehmenden Unfall“ vermutete die Nuklearindustrie damals als das schlimmste Unfallszenario den doppelendigen, vollständigen Abriss einer Hauptkühlmittelleitung („2F-Bruch“). Zur Beherrschung eines solchen Rohrbruchs wurde der Niederdruck-Teil des Notkühlsystems konzipiert: Das sind u.a. große Kühlwasserpumpen im Keller der Reaktorgebäude, die bei abgesenktem Druck im Kühlkreislauf große Wassermengen in den Reaktorkern einspeisen sollen.

Gefährliche „kleine Lecks“

Im Laufe der Zeit erkannte man dann u.a. auch wegen des Unfalls im US-Atomkraftwerk Harrisburg (Three Mile Island) 1979, dass kleine Lecks etwa in einer Schweißnaht oder am Druckhalter sehr viel gefährlicher sein können als der Abriss einer großen Kühlwasserleitung. Zur Beherrschung von nur kleinen Lecks müssen nämlich mehr Sicherheitssysteme zuverlässig funktionieren (bei Druckwasserreaktoren die sog. „Sekundärseite“) und je nach Randbedingungen kann unter Umständen der Druck so hoch bleiben, dass die Niederdruck-Teile des Notkühlsystems nicht einspeisen können.

Auch für den Siedewasserreaktor in Fukushima, Block 1, gibt es starke Hinweise dafür, dass es ein (kleines) Leck bzw. einen so genannten Kühlwasserverlust gegeben haben könnte.^{1,2}

¹ Paulitz, Henrik: Der Super-GAU von Fukushima. The Fukushima Disaster. Teil 1. Der Unfallablauf bis zum Eintritt der Kernschmelzen und sicherheitstechnische Schlussfolgerungen. Part 1 The course of events during the accident up until the reactor core meltdowns and conclusions relating to safety. Ana-

GAU erwies sich als nicht beherrschbar

Obendrein musste die Atomindustrie im Laufe der Jahre dann auch noch den Abriss einer Kühlmittelleitung als vermeintlich „beherrschbaren größten anzunehmenden Unfall“ klammheimlich beerdigen. Man hatte nämlich erkannt, dass durch ein derart großes Leck eine gewaltige Unterdruckwelle schlagartig die Brennelemente bzw. ihre Aufhängungen im Reaktordruckbehälter so zerstören würde, dass eingespeistes Kühlwasser nicht mehr dicht genug an die einzelnen Brennstäbe herankäme (Fehlen einer „kühlfähigen Geometrie des Reaktorkerns“).

Um dennoch weiterhin die Beherrschbarkeit der Auslegungstörfälle auch gegenüber den Aufsichtsbehörden formal belegen zu können, änderte die Atomindustrie daher die vorhergehenden Annahmen: Plötzlich war der vollständige Abriss einer Hauptkühlmittelleitung nicht mehr der „größte anzunehmende Unfall“, sondern ein so genanntes „großes Leck“, welches aber nur noch 10% der Querschnittsfläche einer Hauptkühlmittelleitung umfasste (0,1 F).³

Der neue GAU als „verkleinerter Maximalunfall“

Mit sehr viel rechnerischem Aufwand versuchten die Hersteller und die Betreiber der Atomkraftwerke, ihren ‚verkleinerten Maximal-Unfall‘ (GAU) mit dem so genannten „großen Leck“ (0,1 F) wissenschaftlich zu untermauern. So wurde auf der Grundlage einer postulierten „Basissicherheit“ das fachlich umstrittene „Bruchabschluss“-Konzept entwickelt, wonach es bei neueren Materialien und Konstruktionsmerkmalen (u.a. weniger Schweißnähte) nicht zum Abriss kommen könne.^{4,5}

Ein „Super-GAU“ ...

Im Laufe der Zeit wuchs auch die Erkenntnis, dass ein Versagen der Sicherheitssysteme nicht ausgeschlossen werden kann und in der Tat kam es spätestens seit Ende der 1960er Jahre wiederholt zu Kernschmelz-Unfällen:

1969 im schweizerischen Versuchsreaktor Lucens, 1977 im slowakischen Atomkraftwerk Bohunice A1, 1979 im US-Atomkraftwerk Three Mile Island bei Harrisburg, 1980 im französischen Atommeiler Saint-Laurent A1, 1986 im ukrainischen Tschernobyl.

Da der GAU als „beherrschter Auslegungsunfall“ definiert war, bei dem es nicht zum Versagen der Sicherheitssysteme und zur Kernschmelze kommt, wurde für Kernschmelzunfälle der Begriff „Super-GAU“ geläufig und weltweit bekannt.

lyse vom 6. März 2012. Stand: 12. März 2012. Herausgegeben von der Deutschen Sektion der Internationalen Ärzte für die Verhütung des Atomkrieges, Ärzte in sozialer Verantwortung e.V. (IPPNW). Berlin. http://www.fukushima-disaster.de/fukushima_supergau_studie.pdf.

² The National Diet of Japan: The official report of The Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission. Executive summary. 2012. S. 17. http://www.nirs.org/fukushima/naiic_report.pdf. Letzter Zugriff 26.02.2013.

³ Bei Biblis A ging RWE einst mit Billigung der Politik sogar noch weiter und postulierte sogar nur ein 0,048 F-Leck, also nur knapp 5% der Querschnittsfläche einer Hauptkühlmittelleitung als „großes Leck“.

⁴ Reaktorsicherheitskommission: Rahmenspezifikation "Basissicherheit von druckführenden Komponenten". RSK-Leitlinien DWR, Rahmenspezifikation. Anhang zu den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren. (2. Ausgabe vom 24. Januar 1979). Kapitel 4.2. Rahmenspezifikation Basissicherheit von druckführenden Komponenten. Stand: 25. April 1979. <http://www.rskonline.de/downloads/7909dwr.pdf>. Letzter Zugriff 08.03.2013.

⁵ VGB PowerTech: Das Integritätskonzept für Rohrleitungen sowie Leck- und Bruchpostulate in deutschen Kernkraftwerken. H. Hoffmann, VGB PowerTech e.V., U. Ilg, EnBW Kraftwerke AG, G. König, EnBW Kernkraft GmbH, W. Mayinger, G. Nagel, E.ON Kernkraft GmbH, D. Schümann, Vattenfall Europe Nuclear Energy GmbH, M. Widera, RWE Power AG. Fachzeitschrift VGB PowerTech. Juli 2007. <https://www.vgb.org/index.php?id=1828&suffix=pdf&nonactive=1&lang=de&site=vgbmultimedia>. Letzter Zugriff 08.03.2013.



... ist im Amtsdeutsch ein „auslegungsüberschreitendes Ereignis“

Die Atomindustrie und die Atombehörden sprechen hierbei vornehm von „auslegungsüberschreitenden Ereignissen“, da es sich um Unfallabläufe handelt, die von der Auslegung der Atomkraftwerke eigentlich „nicht mehr zu berücksichtigen“ sind.⁶

Da man sich außerhalb von Fachkreisen unter einem auslegungsüberschreitenden Ereignis nicht sehr viel vorstellen kann, erscheint es durchaus angemessen, den in der politischen Diskussion etablierten Begriff „Super-GAU“ zu verwenden.

Exkurs: GAU – Ein peinliches Eigentor der Atomindustrie

Rein sprachlich betrachtet demonstrieren die Bezeichnungen „GAU“ und „Super-GAU“ nicht die Unkenntnis von Atomkraftgegnern. Es handelt sich vielmehr um ein peinliches Eigentor der Atomindustrie.

Als sich nämlich zeigte, dass die Atomindustrie mit ihrer Annahme eines beherrschbaren „größten anzunehmenden Unfalls“ (GAU) die Realität nicht widerspiegelte, setzte sich der Begriff „Super-GAU“ als Erfordernis durch, um die über einen GAU hinausgehenden (lat. „super“), nicht beherrschten Unfallverläufe begrifflich vergleichbar fassen zu können.

„Unfälle“, „ernste Unfälle“ und „schwere Unfälle“

Nicht jeder Atomunfall und auch nicht jeder Kernschmelzunfall muss zwangsläufig zu massiven Freisetzungen von Radioaktivität führen. Um die Schwere von nuklearen Ereignissen anhand der Schäden in den Anlagen und der Auswirkungen auf die Umwelt zu bewerten, wurde die „Internationale Bewertungsskala für nukleare Ereignisse“ (INES) geschaffen. Die Skala reicht von 0 („Ereignis ohne oder mit geringer sicherheitstechnischer Bedeutung“) bis 7 („Katastrophaler Unfall“). Bei den INES-Stufen 2 und 3 handelt es sich demnach um „Störfälle“ unterschiedlicher Schwere. Die INES-Stufen 4 bis 7 umfassen „Unfälle“.

„Begrenzte Freisetzungen“ in Harrisburg 1979

Die Teilkernschmelze im US-Atomkraftwerk Harrisburg 1979 (Three Mile Island) wurde als „Ernster Unfall“ der INES-Stufe 5 bewertet, weil es zu „begrenzten“, nicht aber zu „erheblichen“ oder „schwersten“ Freisetzungen von Radionukliden kam.

Die Schadensbegrenzung hatte nach Darstellung des ehemaligen GRS-Wasserstoff-Experten Dr. Hermann Jahn drei Ursachen⁷: Erstens war nur etwa ein Drittel des Kerns geschmolzen, wodurch auch die entstandene Wasserstoffmenge entsprechend begrenzt blieb. Zweitens trat in Harrisburg konstruktionsbedingt (Babcock&Wilcox Design) der Wasserstoff zunächst nur in begrenzter Menge vom Reaktordruckbehälter in das Containment über, so dass die Wirkung der erfolgten Wasserstoffexplosion im Containment nicht zur Zerstörung desselben führte. Drittens konnte in den folgenden Tagen durch den Einsatz externer Rekombinatoren dafür Sorge getragen werden, dass sich im Containment keine explosionsfähige Atmosphäre bilden konnte.

Der Wasserstoff-Experte kritisiert vor dem Hintergrund dieser relativ positiven Erfahrung mit „externen“ Wasserstoff-Rekombinatoren – ebenso wie das For-

⁶ Bundesamt für Strahlenschutz: Auslegungsüberschreitendes Ereignis. Glossar (Asse II). http://www.endlager-asse.de/DE/0_Service/Glossar/Functions/glossar.html?lv2=570120&lv3=746500. Letzter Zugriff 08.03.2013.

⁷ Hermann Jahn: Wasserstoffproblematik in Containments bei schweren Unfällen. Technischer Bericht/Technical Report. JED-Bericht Nr. 2006-02. München. 20. Juni 2006. S. 53.



schungszentrum Jülich⁸ – den Einsatz „interner autokatalytischer“ Wasserstoff-Rekombinatoren wie sie beispielsweise in deutschen Atomkraftwerken eingesetzt werden. Denn anders als die externen lassen sich die im Containment installierten Rekombinatoren, sofern sie überhaupt funktionieren, bei Ausfällen nicht reparieren und zudem fungieren sie beim zu erwartenden Überhitzen als Zünder für den entstandenen Wasserstoff.^{9,10}

Bedeutung von Reparatur- und Notfallmaßnahmen

Im Falle von auslegungsüberschreitenden Unfallabläufen kommt es demnach entscheidend darauf an, ob „Reparatur- und Notfallmaßnahmen“ das Schlimmste, nämlich „massive“ („schwerste“) Freisetzungen von Radioaktivität noch verhindern können.

Aufgrund der erschreckenden Erkenntnisse der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke – Phase B“ von 1989, mit der man die Bedeutung weiterer Vorsorge-maßnahmen erkannt hatte¹¹, hat man daher in Deutschland im Laufe von vielen Jahren einige „Notfallmaßnahmen“ geplant und nachgerüstet.

In diesem Zusammenhang ist aber festzustellen, dass bei den letzten in Deutschland errichteten Vorkonvoi- und Konvoianlagen die nachgerüsteten „Notfallmaßnahmen“ bei Leckstörfällen erwartungsgemäß nicht rechtzeitig funktionieren.^{12,13}

Im Rahmen ihrer Biblis-Klage hat die atomkritische Ärzteorganisation IPPNW eine große Zahl an Sicherheitsmängeln deutscher Atomkraftwerke zur Beherrschung einer Kernschmelze dokumentiert.¹⁴ Die für die stillgelegte Anlage Biblis B getroffenen Aussagen sind dabei grundsätzlich auf die noch in Betrieb befindlichen deutschen Atomkraftwerke übertragbar.

⁸ Vgl. auch: Forschungszentrum Jülich: Entwicklung und Untersuchung von Katalysatorelementen für innovative Wasserstoff-Rekombinatoren. Von Inga Maren Tragsdorf. Schriften des Forschungszentrums Jülich. Reihe Energietechnik/EnergyTechnology. Band/Volume 36. S. 1. http://juwel.fz-juelich.de:8080/dspace/bitstream/2128/291/1/Energietechnik_36.pdf. Letzter Zugriff 08.03.2013.

⁹ Hermann Jahn: Wasserstoffproblematik in Containments bei schweren Unfällen. Technischer Bericht/Technical Report. JED-Bericht Nr. 2006-02. München. 20. Juni 2006. S. 54.

¹⁰ Vgl. zu dieser Thematik auch: Reaktorsicherheitskommission: Gefährdung des Sicherheitsbehälters von DWR durch Wasserstoffreaktionen infolge der Zünderwirkung von passiven autokatalytischen Rekombinatoren. RSK-Stellungnahme vom 03.09.2009. 419. Sitzung der RSK. <http://www.rskonline.de/downloads/wasserstoffreko.pdf>. Letzter Zugriff 08.03.2013.

¹¹ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS): Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke – Phase B. Eine Untersuchung im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie. Verlag TÜV Rheinland. http://www.grs.de/sites/default/files/pdf/Dt._Risikostudie_Kernkraftwerke_Phase_B.pdf. Letzter Zugriff 08.03.2013.

¹² Henrik Paulitz: Auch neueste deutsche Atomkraftwerke sind nicht sicher. Notfallmaßnahmen könnten in Neckarwestheim-2, Isar-2, Emsland versagen. IPPNW-Pressemitteilung vom 29.9.2010. <http://www.ippnw.de/presse/presse-2010/artikel/619a4a50a3/auch-neueste-deutsche-atomkraftwerke.html>. Letzter Zugriff 08.03.2013.

¹³ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS): Bewertung des Unfallrisikos fortschrittlicher Druckwasserreaktoren in Deutschland. Methoden und Ergebnisse einer umfassenden Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA). Entwurf zur Kommentierung. GRS-175. <http://www.grs.de/sites/default/files/pdf/GRS-175.pdf>. Letzter Zugriff 08.03.2013.

¹⁴ Henrik Paulitz: Schwerwiegende Sicherheitsmängel des Atomkraftwerks Biblis B. Eine "bestmögliche Gefahrenabwehr und Risikovorsorge" nach dem Stand von Wissenschaft und Technik ist nicht gewährleistet. August 2008. S. 13 ff. Deutsche Sektion der Internationalen Ärzte für die Verhütung des Atomkrieges, Ärzte in sozialer Verantwortung e.V. (IPPNW). Anlage A. der Klagebegründung zur Stilllegung des Atomkraftwerkblocks Biblis B in dem Verwaltungsstreitverfahren vor dem Hessischen Verwaltungsgerichtshof. Lauerwald u.a. ./ Land Hessen. Beigeladen: RWE Power AG. 6 C 164/08.T. http://www.ippnw.de/commonFiles/pdfs/Atomenergie/Anlage_A_-_210_Sicherheitsmaengel_Biblis_B_August_2008.pdf. Letzter Zugriff 08.03.2013.



Katastrophale Atomunfälle in Tschernobyl und Fukushima

In Tschernobyl 1986 und in Fukushima 2011 ist es tatsächlich infolge von Kernschmelzen zu massiven Freisetzungen von Radioaktivität gekommen. Beide Ereignisse wurden daher förmlich als „katastrophale Unfälle“ der INES-Stufe 7 bewertet.

In Fukushima kam es aufgrund eines Erdbebens fast gleichzeitig in drei Reaktorblöcken zu Kernschmelz-Unfällen mit massiven Freisetzungen.¹⁵

Es ist keine Frage, dass vor diesem Hintergrund in beiden Fällen die Bezeichnung als „Super-GAU“ zutreffend ist, weil es sich zweifellos um schwerste, auslegungsüberschreitende Ereignisse handelte.

Ganz wie befürchtet zeigte sich in Fukushima, dass die versuchten Reparaturmaßnahmen im Bereich der Stromversorgung unzulänglich waren und die Notfallmaßnahmen nicht (mehr) erfolgreich durchgeführt werden konnten.¹⁶

Exkurs: „Sicherheitsebenen“

Die genannten Begrifflichkeiten und Klassifizierungen wie u.a. „Auslegungsstörfälle“ und „auslegungsüberschreitende Ereignisse“ spielen in der Reaktorsicherheit wie auch im Atomrecht eine erhebliche Rolle und flossen ein in das von der Reaktorsicherheitskommission (RSK) geschaffene „Gestaffelte Sicherheitskonzept“ mit den „Sicherheitsebenen“ 1 bis 4:¹⁷

Sicherheitsebene 1: Befindet sich ein Atomkraftwerk mit Hilfe der "Betriebssysteme" im "bestimmungsgemäßen Betrieb" "auf der Sicherheitsebene 1", dann spricht man auch vom "Normalbetrieb".

Sicherheitsebene 2: Kommt es zu geringfügigen Abweichungen des Normalbetriebs, also zu einer "Störung", dann kommt es zum "Anormalen Betrieb" ("Sicherheitsebene 2"), der von den Betriebssystemen - wie z.B. dem "Volumenregelsystem" bei "Kleinstleckagen" - unter Kontrolle gehalten werden soll (vgl. z. B. Biblis B 1995).

Sicherheitsebene 3: Bei einem "kleinen Leck" beispielsweise handelt es sich formal um einen "Störfall", für dessen Beherrschung Sicherheitssysteme der Sicherheitsebene 3 angefordert werden, also funktionieren müssen (u.a. das Notkühlsystem und bei Druckwasserreaktoren zusätzlich Sicherheitssysteme der "Sekundärseite").

Handelt es sich um das beherrschbare Maximalszenario wie traditionell um ein großes Leck (inzwischen definitionsgemäß meist nur noch ein 0,1-F-Leck), dann liegt beim Funktionieren der "Sicherheitssysteme" bzw. der Sicherheitsebene 3 ein GAU vor, ein "Größter Anzunehmender Unfall", der definitionsgemäß beherrscht wird.

¹⁵ Paulitz, Henrik: Der Super-GAU von Fukushima. The Fukushima Disaster. Teil 1. Der Unfallablauf bis zum Eintritt der Kernschmelzen und sicherheitstechnische Schlussfolgerungen. Part 1 The course of events during the accident up until the reactor core meltdowns and conclusions relating to safety. Analyse vom 6. März 2012. Stand: 12. März 2012. Herausgegeben von der Deutschen Sektion der Internationalen Ärzte für die Verhütung des Atomkrieges, Ärzte in sozialer Verantwortung e.V. (IPPNW). Berlin. http://www.fukushima-disaster.de/fukushima_supergau_studie.pdf.

¹⁶ Paulitz, Henrik: Der Super-GAU von Fukushima. The Fukushima Disaster. Teil 1. Der Unfallablauf bis zum Eintritt der Kernschmelzen und sicherheitstechnische Schlussfolgerungen. Part 1 The course of events during the accident up until the reactor core meltdowns and conclusions relating to safety. Analyse vom 6. März 2012. Stand: 12. März 2012. Herausgegeben von der Deutschen Sektion der Internationalen Ärzte für die Verhütung des Atomkrieges, Ärzte in sozialer Verantwortung e.V. (IPPNW). Berlin. http://www.fukushima-disaster.de/fukushima_supergau_studie.pdf.

¹⁷ Reaktorsicherheitskommission (RSK): Gestaffeltes Sicherheitskonzept. RSK-Empfehlung. 08.09.2005 (386. Sitzung). <http://www.rskonline.de/downloads/sicherheitskonzept.pdf>. Letzter Zugriff 08.03.2013.



Sicherheitsebene 4(c): Risikostudien wie auch die Realität zeigten dann aber, dass es im Gegensatz zu den ursprünglichen Erwartungen bzw. Hoffnungen der Nuklearingenieure zum Versagen der Sicherheitssysteme bzw. der Sicherheitsebene 3 kommen kann. Dann kommt es erwartungsgemäß als "auslegungsüberschreitendes Ereignis" auf der so genannten Sicherheitsebene 4(c), d.h. zu einem Kernschmelzunfall.¹⁸

¹⁸ Die Sicherheitsebene 4 wird differenziert nach 4a (spezielle, angeblich sehr seltene Ereignisse), 4b (Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen) und 4c (Unfälle mit schweren Brennelementschäden).

