

Die Strukturierung der Entwicklung der Kernenergienutzung kann mit einer Gliederung in Reaktor-Generationen erfolgen. Das dient dem Zweck, die jeweiligen zentralen Auslegungsziele zu benennen, um daraus Vorgaben für eine Weiterentwicklung abzuleiten und zu begründen. Der Fortschritt bei Bau und Betrieb der Kernkraftwerke lässt sich heute in 3 Generationen gliedern. Mit den Kernkraftwerken der 1. Generation wurde vorrangig die Reaktivität beherrscht, mit den Kernkraftwerken der 2. Generation konnte Wirtschaftlichkeit erreicht werden und Kernkraftwerke der 3. Generation sind inhärent sicher ausgelegt.

Dabei wird zur Diskussion gestellt, inwieweit eine Gliederung aufgrund der Nomenklatur in Generation Four zielführend ist. Anhand der vorgelegten Betrachtungsweise lässt sich einerseits mit den Betriebserfahrungen sowie Nachrüstungen und andererseits durch die erkannten Differenzen begründen, inwiefern für sicherheitsbetonte KKW-Generationen von Beginn an die umfassenden Sicherheitskriterien und einwandfreien Sicherheitsmaßnahmen geklärt sein sollten, die für Konzeption, Bau und Betrieb der inhärent sicheren Kernkraftwerke sowie für ihre Akzeptanz benötigt werden.

Einleitung

Konfuzius gab auf die Frage, was er denn zuallererst täte, wenn man ihm die Verwaltung eines Landes übertrüge, zur Antwort.

„Ich würde den Sprachgebrauch verbessern.“ „Wie das?“, riefen seine erstaunten Schüler. „Das hat doch nichts mit den wirklichen Dingen zu tun!“ Da sagte der Meister: „Wenn die Worte nicht stimmen, dann ist das, was gesagt ist, nicht das Gemeinte. Wenn das was gesagt wird, nicht das Gemeinte ist, dann gedeihen die Werke nicht. Gedeihen die Werke nicht, so verderben die Sitten und die Künste.“ (Konfuzius 551 bis 479 v. Ch.; ethisch-religiöser Lehrer)

Das Wort generation (lat.) wird verwendet, um die einzelnen Stufen aus einer Geschlechterfolge artgleicher Lebewesen zu charakterisieren. Auf die Entwicklung der Kernkraftwerke (KKW) übertragen, lässt sich somit die Abfolge in Stufen beschreiben. Solche Abstufungen können durch „artgleiche“ Hauptmerkmale in der Auslegung charakterisiert werden, sodass daher von Kernkraftwerken verschiedener Generationen gesprochen wird.

Anschrift des Verfassers:

Dr. rer. nat. Eike Gelfort
Mitglied im Fachausschuss Kerntechnik
VDI-Gesellschaft Energie und Umwelt
Donarstraße 24
51107 Köln

Kernkraftwerke der I., II., III. und IV. Generation

Was heißt das für die Fortführung der Entwicklung?

Eike Gelfort, Köln

Das Wort generation (engl.) beinhaltet die Begriffe wie: Erzeugung, Fortpflanzung sowie Hervorbringung (generation station = Stromerzeugungsanlage) und besagt somit auch die Herstellung.

Die weltweite Entwicklung der Kernkraftwerke seit 1945 lässt sich in zeitliche Phasen aufgeteilt beschreiben, indem nach Generationen unterschieden wird. Die Generation I als Startphase ist zu charakterisieren durch den Bau und Betrieb von Kernkraftwerken für anfangs militärische Zielsetzungen, bis sich mit der Genfer Konferenz ab 1955 durch die Idee „Atoms for Peace“ der Weg zur friedlichen Nutzung der Kernenergie öffnete. Die Generation II, als nächste Phase der Kernenergienutzung, ist geprägt durch eine wirtschaftliche Energiegewinnung im großen Umfang und ist bis heute von maßgeblicher Bedeutung. Der breite Einsatz führte zu Risikobetrachtungen und Sicherheitsanalysen, die erhebliche differenzierte Maßnahmen mit sich brachten. Folglich kann nach US-amerikanischer Nomenklatur von Kernkraftwerken der III. und III.+ sowie IV. Generation [Schup] unterschieden werden; es sind aber auch abweichende Betrachtungen möglich [Duf].

In diesem Beitrag werden die Entwicklungen aus anderem Blickwinkel betrachtet und es wird auf das wesentliche Charakteristikum fokussiert, die Sicherheit. Das führt nach einer Beschreibung von Kernkraftwerken der I. und II. Generation zu Kernkraftwerken der III. Generation. Diese 3. Phase, mit Kernkraftwerken der Generation III, wird zuvorderst durch Sicherheitsanforderungen bestimmt. Grundsätzlich gilt: Eine konzeptionelle Sicherheit, die auf der Auslegung mit inhärent sicheren und Fehler verzeihenden sowie passiven Komponenten beruht und die betriebliche Sicherheit, die u.a. und substanziell auf die umfangreichen Betriebserfahrungen zurückgreift, hat zu gewährleisten, dass im Falle eines auch schweren Störfalls in keiner Weise eine Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung eintreten

kann. Diese Strukturierung der Entwicklung der Kernkraftwerke über Generationen dient der Standortbestimmung, um den – erfolgten – zielgerichteten Weg für sicherheitsbetonte Kernkraftwerke zu begründen. Mit einer Charakterisierung der Kernkraftwerke der I. und II. Generation lassen sich Kernkraftwerke der III. Generation abgrenzen, um sie von Vorurteilen sowie Vorverurteilungen abzukoppeln.

Status quo

Ausgehend von der Beurteilung, dass die Nutzung Kernenergie auch Teil der zukünftigen Energieversorgung bleiben soll, wurden ab dem Jahr 2000 auf Initiative der USA [Schup] mit Unterstützung von Frankreich und Japan Planungen auf den Weg gebracht, um gemeinsam Kernkraftwerkssysteme mit dem dazu gehörigen Brennstoffkreislauf weiter zu entwickeln. Es entstand das *Generation Four International Forum (GIF)* [Weß]. Dabei handelt es sich um ein Rahmenprogramm einer internationalen Initiative für Forschung und Entwicklung der künftigen Kernkraftwerke zur kommerziellen Nutzung mit 4 wesentlichen Zielen:

- Wirtschaftlichkeit (wettbewerbsfähige Kosten, Erhöhung der Wirkungsgrade, bauliche Vereinfachungen, modulare Bauweise, Optimierung der Anlagengröße, gleichgewichtiges finanzielles Risiko mit anderen Energieprojekten bzw. -trägern),
- Nachhaltigkeit (Rezyklierung und Konvertierung der Brennstoffe, Reduktion der Abfallvolumina, geordnete Entsorgung),
- Sicherheit (zuverlässiger Betrieb, Optimierung des Unfallmanagements, Minimierung der Unfallfolgen, passive Prozesskomponenten, inhärente Sicherheitseigenschaften),
- Proliferationsschutz (Verhinderung, zumindest Erschwerung der Weiterverbreitung von Spaltmaterial durch konstruktive und konzeptionelle Maßnahmen,

Verbesserungen der Barrieren gegen terroristische Anschläge).

Das GIF wurde als ein Forschungs- und Entwicklungsprogramm anfänglich von 9 Staaten (Argentinien, Brasilien, Kanada, Frankreich, Großbritannien, Japan, Südkorea, Südafrika, USA) unter der Federführung des U.S. Department of Energy (DOE) der USA im Jahre 2001 vereinbart. Ein Jahr später trat die Schweiz bei; es folgten im Jahr 2003 EURATOM sowie 2006 China und die Russische Föderation als weitere Mitglieder.

GIF betrachtet Kernenergiesysteme und berücksichtigt damit alle Teile der Kernenergie-Nutzung von der Versorgung bis zur Entsorgung, d.h. von der Kernbrennstoffgewinnung, über den Bau und Betrieb von unterschiedlichen Kernreaktoren, bis zur Aufarbeitung ausgedienter Brennelemente und zur Endlagerung der radioaktiven Abfälle. Als besondere Anwendungen sind die Wasserstoffherzeugung, Meerwasserentsalzung und Fernwärmeauskopplung vorgesehen. Hohe thermodynamische Wirkungsgrade von über 40 % sollen erreicht werden. Den Schwerpunkt des Programms stellen Kernkraftwerke dar. Nach einem umfangreichen Evaluationsverfahren wurden aus 21 Vorschlägen folgende 6 Kernenergiesysteme durch das unter der Beteiligung der OECD-NEA, EURATOM der IAEA zu Forschung und Entwicklung ausgewählt [Tr1]:

- Helium-gekühlter Höchsttemperatur-Reaktor, very high temperature reactor VHTR
- Helium-gekühlter schneller Reaktor, gas-cooled fast reactor GFR
- Bleigekühlter schneller Reaktor, lead fast reactor LFR
- Natriumgekühlter schneller Reaktor; sodium cooled fast reactor SFR
- Wassergekühlter Reaktor mit überkritischen Dampfzuständen, supercritical water cooled reactor SCWR bzw. high performance light water reactor
- Salzschnmelze – Reaktor, molten salt reactor MSR

Angestrebt wird jeweils eine Baureife im Zeitabschnitt von 2020 bis 2030. Die Finanzierung erfolgt allein aus Forschungsmitteln, z.B. durch das EURATOM-Rahmenprogramm FP7 [Goe]. Derzeit gibt es keine Beteiligungen aus der Energiewirtschaft. Deren Aktivitäten konzentrieren sich auf die weitere Ertüchtigung der laufenden Kernkraftwerke, im Wesentlichen vom Typ Leichtwasserreaktor [Weiß].

Fragestellungen

Diese Auswahl von 6 Kernreakortypen als eine Generation IV für Kernkraftwerke zu benennen, wird nachfolgend geprüft. Was bedeutet es, zu sagen, es wird neue Kernkraftwerkstypen geben; sind sie wirklich „neu“ oder „optimiert“?

Ferner ist zu fragen, ob sich diese Kernkraftwerke vom Schatten der „Atombomben“ sowie des „Tschernobyl-“ und „Fukushima-Unfalls“ lösen können? Zudem ist grundsätzlich zu hinterfragen, ob es neuer Kernkraftwerke bedarf?

Diskussion

Die Deutsche Physikalische Gesellschaft hat in ihrem Energiememorandum aus Anlass der 1. Vertragsstaatenkonferenz zur Klimarahmenkonvention in Berlin vom März 1995 erklärt [Deu1]:

„Die Senkung des Strombedarfs und die Reduktion der CO₂-Emissionen nach einem nationalen Energieplan müssen die höchste Priorität haben. Damit bis zum Jahre 2050 eine Reduktion auf 20 % realisiert werden kann, müssen die Emissionen bis zum Jahr 2030 bereits erheblich vermindert sein.

Setzt man für das Jahr 2030 den Anteil fossiler Energieträger auf maximal noch 37 % an, dann ergibt sich bei einem Anteil an erneuerbaren Energien von 33 % für die Deckung des Strombedarfs ein Anteil von 30 % für die Kernenergie.

Für die Nutzung der Kernenergie müssen neue Reaktoren mit modernster Sicherheitstechnik nach den Bedingungen des novelierten Atomgesetzes eingesetzt werden. Auf dieser Basis muss sich Deutschland für eine generelle rasche Verbesserung der europäischen nuklearen Sicherheitstechnik einsetzen. Schließlich darf die Festlegung auf ein Entsorgungskonzept für radioaktive Endprodukte nicht länger aufgeschoben werden.

Für die Jahrzehnte nach 2030 müssen Änderungen der Anteile erneuerbarer Energien und der Kernenergie an der Stromerzeugung durch politische Vorgaben zu geeigneten Zeitpunkten festgelegt werden, sodass Planungssicherheit für die Wirtschaft gewährleistet ist. Dabei ist eine Rücksichtnahme auf die internationale Entwicklung nötig.“

Dieser Standpunkt wurde im Jahr 2005 in der Studie „Klimaschutz und Energieversorgung in Deutschland 1990 bis 2020“ erneut betont durch ein Plädoyer für den Weiterbetrieb der Kernkraftwerke und parallel die Entwicklung der solarthermischen Kraftwerke in südlichen Regionen für die Erzeugung des CO₂-freien Stromes fortgeschrieben [Deu2].

Die Schlussformulierung in der Studie lautet „Es wäre nicht der schlechteste Dienst, den Deutschland für den Klimaschutz leisten könnte, wenn aus seinen Werkstätten und Forschungslabors wesentliche Anstöße für zukünftige Entwicklungen hervorgingen ... und das Klima für erfolgreiche Forschung zu stärken – auch das sind Investitionen in den Klimaschutz.“

Im Jahr 2009 forderten die Deutsche Akademie der Naturforscher Leopoldina, die Deutsche Akademie der Technikwissenschaften und

die Union der Deutschen Akademien der Wissenschaften eine Forschungsinitiative zugunsten einer übergreifenden Energieforschung für die Nutzung regenerativer Energien, fossiler Energieträger und der Nuklearenergie sowie die Einrichtung eines nationalen Koordinationsgremiums mit Richtlinienkompetenz.

Erneut hat im Juni 2010 die Deutsche Physikalische Gesellschaft in der Studie „Elektrizität: Schlüssel zu einem nachhaltigen klimaverträglichen Energiesystem“ dieses klar gestellt [Deu3]:

Kernkraftwerke – neben erneuerbaren Energien bisher einzige CO₂-arme Energiequelle: Weltweit hat eine gewisse Neubewertung der Kernenergie stattgefunden. Internationale Organisationen (IAEA, IEA, OECD/NEA, EU, Weltklimarat IPCC) halten für die nächsten Jahrzehnte einen Beitrag der Kernenergie zur Stromversorgung für notwendig. Ausschlaggebend für diese Einschätzung ist neben Fragen der Wirtschaftlichkeit und Versorgungssicherheit vor allem der Aspekt der Klimaverträglichkeit. Allerdings bestehen in verschiedenen Ländern unterschiedlich starke Vorbehalte gegenüber der Kernenergie, die hauptsächlich die Entsorgung und Betriebssicherheit betreffen. Damit ist die Nutzung der Kernenergie eine politische Frage national unterschiedlicher Bewertung.“

Kontrovers steht dazu seit dem 6. August 2011 die 13. Atomgesetznovelle (Deutschland) mit der Maßgabe, dass bis zum Jahr 2022 sukzessive – nach der Beendigung des Leistungsbetriebs von 8 Kernkraftwerken in 2011 – alle 9 Kernkraftwerke abgeschaltet werden und in Deutschland somit keine Kernenergienutzung mehr zu erfolgen hat.

Kernkraftwerke der I. Generation

Am 2. Dezember 1942 wurde der 1. Kernreaktor, aus Grafit als Moderator (ca. 350 t) und Natur-Uran als Brennstoff (ca. 40 t UO₂) bestehend, mit einer Leistung von 200 Watt (th) durch die Entwicklergruppe um Enrico Fermi in Chicago/USA in Betrieb genommen. Diesem CP-1 (Chicago-Pile-1) folgten wenig später der CP-2 und CP-3, wobei letzterer mit D₂O als Moderator im Argonne Laboratorium betrieben worden ist. In Hanford am Columbia River wurden bis 1944 weitere 8 Reaktoren mit einer Leistung von insgesamt 600 MW_{th} zur militärischen Plutoniumproduktion in Betrieb genommen.

Mit diesem erheblichen Aufwand und unter großem Zeitdruck sind bereits in den Jahren 1944 bis 1946 die wesentlichen Grundlagen und Erkenntnisse erarbeitet worden, die zur Technologie der heutigen Kernreaktoren geführt haben.

Ab 1946 begann eine Gruppe der US-Navy mit der Entwicklung eines Kernreaktors für den Schiffsantrieb (Vizeadmiral

H.C. Rickover), genannt STR-Mark-1 (submarine thermal reactor; prototyp mark 1 – Idaho). Am 30. März 1953 ist der STR-Mark-1 (Mark-2 folgte 1954) kritisch geworden. Er bewährte sich bzw. belegte die Auslegungskonzeption: angereichertes Uranoxid als Brennstoff sowie Wasser zur Kühlung und Moderation einzusetzen. Parallel war bereits der Start zum Bau des ersten Kernenergie-getriebenen Unterseebootes gegeben worden (*Nautilus*, Indienststellung: 17. Januar 1955).

Bis Anfang der 1950er-Jahre wurden sowohl Reaktoren für die Waffen-Plutoniumproduktion weiter entwickelt als auch grundsätzlich neue Konzepte mit erheblichem Aufwand untersucht. Etwa 50 Kernreaktor-konzepte – d.h. Variation in der Anordnung: Brennstoff/Moderator/Kühlmittel – sind, nach wie vor unter militärischer Regie und Verwendung, näher geprüft worden. Dabei sind 2 Reaktortypen in den Vordergrund getreten:

- der wassergekühlte, wassermodierte Druckwasserreaktor (DWR) mit etwa 15 MPa Kühlwasserdruck, der sich wegen seiner kompakten Bauweise für Schiffsantriebe durchsetzte,
- der wassergekühlte und wassermodierte Siedewasserreaktor (SWR) mit rd. 7 MPa Kühlwasser-Dampfdruck, der u.a. wegen seiner einfachen Regelbarkeit in den Entwicklungsjahren ein Optimum darstellte.

Ab September 1954 begann der Bau des ersten Druckwasserreaktors durch die Firma *Westinghouse* für ein Kernkraftwerk mit DWR, *Shippingport* bei Pittsburgh (60 MW_{el}; 1957 Inbetriebnahme); als zweiter folgte *Yankee* bei Hanford (175 MW_{el}; 1960 Inbetriebnahme). Im Jahre 1955 erhielt *General Electric* den ersten Auftrag für einen Siedewasserreaktor mit dem Bau von *Dresden 1* bei Morris/Illinois (200 MW_{el}; 1960 Inbetriebnahme) [Mic].

Aus den Zielsetzungen 1. U-Boot-Antrieb und 2. regelbare Stromerzeugung sind im Zeitraum von 1946 bis 1960 zum einen der Reaktor *Shippingport* gewissermaßen als der Urvater der Kernkraftwerke mit DWR und zum anderen der Reaktor *Dresden 1* als der Urvater des SWR errichtet und in Betrieb genommen worden. Diese beiden Typen: DWR und SWR sind bis heute kontinuierlich fortentwickelt worden und liegen mit aktuellen Entwicklungen vor: beispielhaft für die Druckwasserlinie: EPR, WWER sowie für die Siedewasserlinie: ABWR.

Für die UdSSR ging bei Tscheljabinsk 40 (Majak) 1947 der erste von 5 Waffen-Plutonium-Produktions-Reaktoren in Betrieb. Es folgt das erste Kernkraftwerk (*AM-1*) mit der Inbetriebnahme am 27. Juni 1954 bei *Obninsk* mit 5 MW_{el}. Dieser Reaktor war Grafit-modiert und D₂O-gekühlt sowie als ein Siedewasser-Röhrentyp zu charakterisieren. Darauf aufbauend gingen als wassergekühl-

te und Grafit-modierte Kernkraftwerke vom Typ *Sibir* mit 100 MW_{el} 1958 und mit 200 MW_{el} 1967 in *Belojarsk* in Betrieb (1991 Abschaltung). Sie bildeten die Grundlage für den Bau von den RBMK (Reaktor großer Leistung vom Kanaltyp). Der erste RBMK 1973 ging in *Sosnovi Bor* mit 1.000 MW_{el} und 1983 der größte RBMK mit 1.500 MW_{el} bei *Ignalina/Litauen* in Betrieb. Beide Blöcke sind heute stillgelegt. Zu dieser Baureihe gehörte auch in *Tschernobyl* der Block 4, der 1985 in Betrieb genommen wurde und am 26. April 1986 mit einer Leistungsexkursion zerstört wurde. Derzeit laufen noch 11 RBMK in Russland. Der Typ SWR wurde nur einmal in Russland (UdSSR) gebaut als WK-50 (*Dimitrograd* 1965). Während sich der DWR-Typ vom WWER-220 (Wassergekühlt, Wassermodiert, Elek-troenergie, Reaktor) mit jeweils erster Inbetriebnahme 1964, über WWER365 – 1965; WWER450/230 – 1971 und WWER 444/213 – 1980 sowie WWER1000 – 1983 alle am Standort *Novovoronesh* erprobt, zum Standard-Kernkraftwerk russischer Bauart entwickelte [Kra].

Die Parallelität der Entwicklungen in den USA und der UdSSR war offenkundig. Sie betrafen die militärischen Entwicklungen der Kernkraftwerke der Generation I sowohl für eine Plutoniumproduktion als auch Schiffsantriebe und dann erst folgte die Stromerzeugung.

Für Westeuropa setzte Großbritannien zuerst die Meilensteine. Am 17. Oktober 1956 (8/1953 Baubeginn) speiste zum ersten Mal das Kernkraftwerk *Calder Hall* Strom in das englische Versorgungsnetz. Es folgte *Chapelcross* mit 8 Magnox-Reaktoren (Grafit-modiert, CO₂-Kühlung, Natururan-Brennstoff) mit insgesamt 360 MW_{el}.

Für Deutschland sei an folgende Schritte erinnert: Am 31. Oktober 1957 wird der 1. Forschungsreaktor (München Garching – FRM) kritisch, ein Schwimmbad-Reaktor von AMF-Atomics, USA gebaut und von MAN-D montiert. Am 16. Dezember 1957 wurde als 2. Reaktor der *Rosendorfer* Forschungsreaktor in der damaligen DDR in Betrieb genommen (2 MW_{th} später 10 MW_{th}; wassermodiert; UO₂-Al-Dispersionsbrennstoffe mit 36 % Anreicherung, mit Berylliumreflektoren ab 1968; am 7. März 1961 ging als dritter, der Forschungsreaktor FR 2 in Karlsruhe (28 t D₂O; 5 t UO₂ mit 10 MW_{th} in Betrieb; am 12. Juli 1961 wurde das Versuchs-Atomkraftwerk *Kahl*, ein SWR mit 15 MW_{el}, in Betrieb genommen (AEG und GE mit RWE und Bayernwerk als Betreiber).

Zu einer Verbreitung der Kernenergienutzung hatte die Internationalisierung beigetragen. Durch das *McMahon-Gesetz* (30. August 1953 – Teilbeendigung der Geheimhaltung), darauf folgend durch die Rede von U.S.-Präsident D. Eisenhower vor der UN (8. Dezember 1953) wurde mit der Devise „Atoms for Peace“ die 1. Konferenz zur friedlichen Nutzung der Kernenergie im August

1955 in Genf initiiert und die Nutzung des militärischen Nuklear-Know-hows für friedliche Zwecke eingeleitet.

Zurückgelegt worden war eine Phase von 1945 bis 1960, in der verschiedene Kombinationen in der Anordnung Kühlmittel, Moderator, Brennstoff weltweit zu neuen Kernreaktoren geführt hatten. Aber vorrangig, das Know-how nutzend, wurden die Kernreaktoren, die für militärische Aufgaben benötigt worden waren, für neue Zielsetzungen ertüchtigt. Die Auslegung der Reaktoren war zuvorderst durch die Reaktivität bestimmt worden. Diese Kernreaktoren sind gekennzeichnet durch die Neutronenökonomie, die Beherrschung von Neutronenverlusten und das optimierte Aufrechterhalten der Kettenreaktion. Diese Entwicklungen stellen die Kernkraftwerke der I. Generation dar. Es folgte die Kommerzialisierung der Kernenergienutzung und die Kernkraftwerke der I. Generation wurden überführt bzw. abgelöst durch die Kernkraftwerke der II. Generation, den Leistungsreaktoren.

Kernkraftwerke der II. Generation

1963 ist erstmals in den USA ein Kernkraftwerk in einem kommerziellen Wettbewerb aus möglichen Typen ausgewählt und aufgrund wirtschaftlicher Überlegungen ohne staatliche Subvention bei *General Electric* bestellt worden. Dieses 1. Kernkraftwerk bei *Oyster-Creek/Jersey* (650 MW_{el}; Betrieb: 1969 bis 1978) markierte die Marktreife des Siedewasserreaktors. Entsprechendes gilt für einen ersten Druckwasserreaktor mit 603 MW_{el} von *Westinghouse* bei *Haddam-Neck/Connecticut* mit dem Kernkraftwerk *Yankee* (Betrieb: 1967 bis 1996).

Die Markteinführung der Kerntechnik erfolgte in Deutschland aufgrund der US-Lizenzen von *General Electric* für AEG und von *Westinghouse* für Siemens. Aber am 9. Mai 1966 geht als erstes Kernkraftwerk ein DWR sowjetischer Bauart mit 70 MW_{el} auf deutschem Boden in *Rheinsberg* in Betrieb (18 t UO₂, 2 % U-235-Anreicherung; WWER-2 *Novovoronesh*-Typ; 3-Loop-Anlage; 100 bar, 265 °C; Stilllegung 1990). Im gleichen Jahr folgte das Kernkraftwerk *Gundremmingen A* (SWR-250 MW_{el}; 3,2 % U-235-Anreicherung; Stilllegung 1977). 1968 wurde der Reaktor des Kernkraftwerk *Lingen* in Betrieb genommen (160 MW_{el}; Stilllegung 1977). 1969 startete mit dem Kernkraftwerk *Obrigheim* (340 MW_{el}) als DWR ein erfolgreicher Leistungsbetrieb (Stilllegung 2005). 1971 ging das Kernkraftwerk *Würgassen* (640 MW_{el}, Stilllegung 1995) als SWR ans Netz und im Jahre 1972 folgte Kernkraftwerk *Stade* (630 MW_{el}, Stilllegung 2004) als DWR. Im Dezember 1973 ging *Greifswald 1*; ein 440 MW_{el} DWR-Typ, als WWER in Betrieb; Stilllegung 1990. Damit war die wirtschaftliche Nutzung der Kernenergie auch für

Deutschland erreicht worden, zumal 1974 mit *Biblis A* (DWR mit 1.200 MW_{el}) das damals zeitweise weltweit größte Kernkraftwerk seinen Betrieb aufnahm [Laue].

Derzeit (2011/2012) sind weltweit ca. 440 Kernkraftwerke mit unterschiedlich umgesetzter Sicherheitstechnik in Betrieb und ca. 65 befinden sich in Bau [atw]. Diese große und stetig angewachsene Zahl an Kernkraftwerken in mehr als 40 Jahren hatte Fragen zu Zuverlässigkeit und Sicherheit zur Folge. Dabei ging der Ausbau der friedlichen Kernenergienutzung einen besonderen Weg. Im Gegensatz zur konventionellen Technik, deren Sicherheitsstandard die Endphase eines auf Erfahrungen, teils langen Entwicklungsprozesses darstellen, ist bei der Kerntechnik einzigartig gefordert – und umgesetzt – worden: Die Abwendung von Risiken von Anfang an als integrierenden Bestandteil in die Entwicklung selbst. *Birkhofer et al.* kennzeichneten diese Situation der Kernenergie mit folgenden Aussagen [Bir].

„Im Unterschied zu anderen Risiken des Lebens hat man sich in der Reaktortechnik zum ersten Mal ernsthaft vorgenommen, das für sie charakteristische Risiko, die die radioaktive Strahlenbelastung des Menschen, von vornherein auf einen so geringen Wert zu bringen, dass es neben dem allgemeinen Lebensrisiko, etwa durch Krankheit, vernachlässigt werden kann.“

Dem trug 1974/1975 der *Rasmussen Report* aus den USA Rechnung mit folgenden zentralen Aussagen:

- Risiken von Kernkraftwerken sind kleiner als Risikogefahren akzeptierter industrieller Anlagen, Produkte und Vorgehensweisen,
- sehr unwahrscheinliche Störfälle können zu vergleichsweise schwerwiegenden Unfällen führen,
- Analysen zur Fehlerfortpflanzung erreichten eine Beseitigung von Fehlerketten und Serien-Ausfällen bei der Komponenten-Auslegung.

Das führte zu Nachrüstungsmaßnahmen, so dass die Sicherheitstechnik stetig angepasst optimiert wurde. Als ein „Status quo“ der Sicherheitsauslegung für Leichtwasserreaktoren (DWR und SWR), der Typen der am meisten verbreitet sind, mit Leistungen zwischen 900 bis 1.400 MW_{el} gilt heute, jedoch nicht uneingeschränkt:

- die Gewährleistung einer Zwangsumwälzung des Kühlmittels Wasser bedingt eine Reihe von aktiven Komponenten, die daher diversitär und mehrfach ausgelegt sowie aufwendig abgesichert sind,
- die Nachzerfallswärmeabfuhr erfordert Sicherheits- und Notfallschutzsysteme, die in betriebsfähiger Reserve stehen,
- die Beherrschung von auslegungüberschreitenden Störfällen, d.h. die Beherrschung der Folgen einer Kernschmelze außerhalb des Reaktordruckbehälters er-

fordert u.a. den Einbau eines Core-Catchers; für die Kernkraftwerke *Olkiluoto*/Finnland und *Flamanville*/Frankreich z.B. vorgesehen;

- der Sicherheitseinschluss, d.h. als Containment, dient der maßgeblichen Rückhaltung bzw. dem Einschluss von Radioaktivität in Störfällen,
- die Auslegungen gegen Einwirkungen von außen und innen bei unterschiedlichem Aufwand schützen vor besonderen Ereignissen wie Erdbeben, Hochwasser, Flugzeugabsturz, Sabotage;
- die Verhinderung der Wasserstoff-Deflagration oder -Explosion wird erreicht durch den Einbau autokatalytischer Rekombinatoren oder Zündeinrichtungen bei großräumiger Konvektion.

Die stetigen, systematischen und weltweiten Auswertungen von Störfällen führten zu Nachrüstmaßnahmen und damit zu einer ständig verbesserten Sicherheitstechnik. Diese Vorgehensweise lässt sich als ein evolutionärer Weg für Kernkraftwerke der II. Generation beschreiben. Im Gegensatz dazu besteht der revolutionäre Weg der Kernkraftwerke der III. Generation. (s.a. *Abbildung 1*) darin, dass bisher so nicht bestehende, neuartige Sicherheitsmaßnahmen zu Veränderungen des Auslegungskonzeptes führen, sodass sich von vornherein konsequenterweise ein anderes Grundkonzept (basic design) ergeben muss.

Die evolutionäre Entwicklung der Kernkraftwerke der II. Generation führte stetig zu umfangreichen Verbesserungen der Sicherheit, die sich schrittweise aus den Erfahrungen durch Optimierungen und Nachbesserungen weiterentwickelt. Die Sicherheit dieser Reaktoren ist allerdings bei Eintritt eines Störfalles immer davon abhängig, dass Sicherheitseinrichtungen, wie z.B. Notkühlung über Pumpen mit den Notstromanlagen, richtig angeregt, gesteuert und betrieben werden. Solche aktiven Eingriffe sind notwendig. Bei diesen kann die Verfügbarkeit nicht gegeben sein.

Im Gegensatz dazu führt die revolutionäre Entwicklung mit den Kernkraftwerken der III. Generation a priori zur konsequenten Schadensprävention. Es gibt deshalb radikale bzw. konsequente Vorgaben. Die Verwirklichung des doppelten Ansatzes von Störfallvermeidung und Störfallbeherrschung gewährleistet, selbst wenn Technik und/oder Mensch versagen, dass dennoch die „Sicherheit“ nicht beeinträchtigt wird. Dazu

werden inhärente (physikalisch-gesetzmäßige innewohnende) Sicherheitseigenschaften angewandt und eine Fehler verzeihende Technik genutzt. Zur Beherrschung der Nachzerfallswärmeabfuhr kommen leistungsgerechte passive Systeme und inhärent sichere Anordnungen zur Anwendung. Die verbleibenden aktiven Elemente sollen auch im Hinblick auf Redundanz und Diversität optimiert und die entsprechende Systemtechnik im Vergleich zu heutigen Reaktoren erheblich vereinfacht werden.

Klarzustellen ist jedoch, dass es vielfältige Übergänge zwischen den evolutionären und revolutionären Konzepten gibt. Bei den in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken, den Neubauten und den geplanten Kernkraftwerken werden derzeit im Rahmen des evolutionären Weges mehr oder minder ständig Verbesserungen in den gestaffelten Sicherheitsebenen vorgenommen. Genauso wird beim revolutionären Weg auf Sicherheitsmaßnahmen aufgebaut werden müssen, die im Rahmen des evolutionären Weges vorgenommen werden konnten.

Bereits in den 1980er-Jahren [Gre] hatte, in den USA führend [Krö], verstärkt die Sicherheitsdiskussion über den evolutionären oder revolutionären Weg eingesetzt. Entscheidend für deren Erweiterung bzw. Verfolgung wurde die Beurteilung der Kosten. Teile der Entwicklungskosten der II. Generation waren vom militärischen Budget in den 1950er-Jahren getragen worden. Die Entwicklungskosten der III. Generation

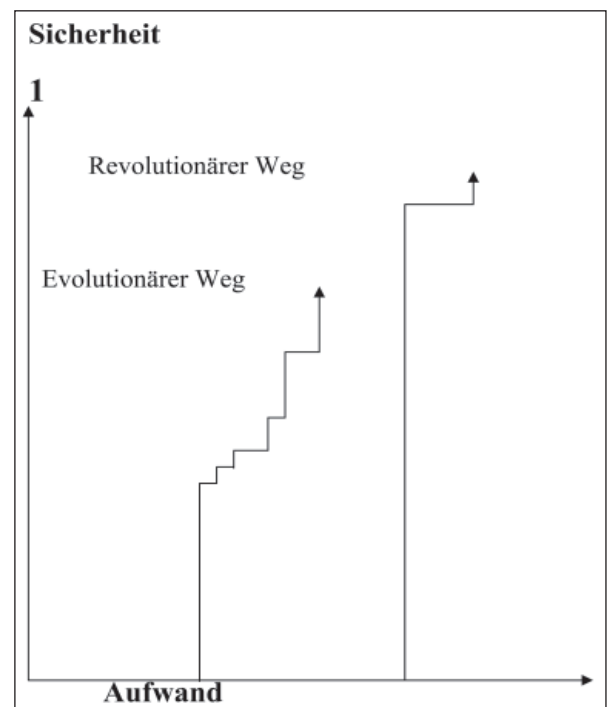


Abb. 1: Skizze zur Veranschaulichung des Verhältnisses von Sicherheit zu dem technischen und zu dem personellen Gesamtaufwand für einen schrittweisen, evolutionären Weg bei der Verbesserung der Sicherheit der Kernkraftwerke und für ein revolutionäres Vorgehen bei der sicherheitstechnischen Auslegung der inhärent sicheren Kernkraftwerke; der Punkt 1 markiert absolute Sicherheit

hätten den neuen Produkten zugerechnet werden müssen, d.h. die Gestehungskosten der Kernkraftwerke der III. Generation hätten einen höheren Stromerzeugungspreis bedingt. Dies wurde als nicht zielführend angesehen. Das hatte für den revolutionären Weg zur Konsequenz, dass wesentlich die evolutionäre Vorgehensweise weiterhin erfolgte, um die Sicherheitseigenschaften zu erhöhen, aber auch um signifikante Fortschritte bei der Effektivität zu erreichen. Nach wie vor sind für den evolutionären Weg als Beispiele zu nennen die Kernkraftwerkstypen EPR, ABWR, AP1000, CANDU, die gebaut und betrieben werden:

- DWR-Typ: EPR – European Pressurized Water Reactor von *Areva NP* [Bre, Nie]
- SWR-Typ : ABWR – Advanced Boiling Water Reactor; z.B. KERENA [Mat, Red]
- HD-BWR : High Pressure Boiling Water Reactor [Rei]
- DWR-Typ : AP 1000 – Advanced Pressure Reactor [Den]
- CANDU : Canadian Deuterium Uranium, ACR1000 [Wor]

Solch ein evolutionäres Vorgehen, bei dem stetig sich verbessernde Neubauten zum Zuge kommen, wurde in Deutschland frühzeitig gestoppt. Der Grund bestand in einer Ablehnung des weiteren Ausbaues der Kernenergie. Nichtsdestotrotz wurden durch ständige und aufwendige Nachrüstungen vielschichtige sicherheitstechnische Verbesserungen während der Betriebszeit bei allen deutschen Kernkraftwerken erreicht, was im Ergebnis einer evolutionären Entwicklung gleichkommt [Ree].

Aufgrund der langjährigen Betriebserfahrungen, der Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik sowie unter Einbeziehung wirtschaftlicher Aspekte wurden die Kernkraftwerke der II. Generation in Deutschland unter Beachtung des höchstmöglichen Niveaus an Sicherheit standardisiert (Konvoi), um vor allem die Genehmigungszeiten zu verkürzen und damit Aufwand zu minimieren.

Die Verbesserung der Sicherheit der II. Kernkraftwerksgeneration beruhte darauf, dass die Versagenswahrscheinlichkeiten der Einzelelemente immer besser verstanden wurden und zu Fehler vermeidenden Konsequenzen führten. Die Folge waren Nachrüstungen oder Ertüchtigungen und wesentlich eine Erhöhung von Redundanz und Diversität sowie vielfältige Maßnahmen beim Accident Management (z.B. gefilterte Druckentlastung). So konnte sich durch das Zusammenwirken der aktiven und passiven Sicherheitssysteme die Wahrscheinlichkeit des Eintritts eines technischen Unfalles immer weiter vermindern lassen. Des Weiteren wurden mögliche Folgen stetig minimiert. Die Ertüchtigung der Sicherheit und das konsequente Zurückdrängen eines Risikoschadens haben andererseits eine Erhöhung

der Kosten bedingt. Es zeichnete sich teils ab, dass die Konkurrenzfähigkeit der Kernenergie nicht mehr uneingeschränkt gegeben ist. Die Komponentenauslegung und der Prüfungsaufwand pro Kernkraftwerk ergeben jedoch kostenmäßig nur dadurch einen sehr kleinen Kostenbeitrag pro erzeugter Kilowattstunde, wenn sich deren Anteil auf eine größere Kapazität kaum merklich additiv verteilt. Deshalb wurden und werden weltweit mehrheitlich KKW der Leistungsklassen über 1.000 bis zu 1.600 MW gebaut.

Zu beachten ist jedoch darüber hinaus die Möglichkeit des Eintritts von Störfällen oder Katastrophen durch menschliches Fehlverhalten; wie bei den Unfällen von *Harrisburg* oder *Tschernobyl*. Es besteht deshalb Forderungen nach dem katastrophensicheren Kernkraftwerk, indem alle Wahrscheinlichkeiten von Unfällen mit radiologischen Auswirkungen außerhalb der Anlage zu Null werden. Daraus leitet sich ab bzw. definiert sich für das Kernkraftwerk einer nächsten Generation:

Inhärente Sicherheit im Verbund mit einer Fehler verzeihenden Technik ist eine Garantie gegen die Versagenswahrscheinlichkeiten der technischen Komponenten und gegen die Eintrittswahrscheinlichkeit von Schäden durch menschliches Fehlverhalten.

Zur Akzeptanzentwicklung (1955 bis 2005) von ca. 50 Jahren Kernkraftwerkstechnik der II. Generation ist anzumerken, dass neue Technologien neue Chancen für Mensch und Gesellschaft schaffen, aber auch neue Probleme mit sich bringen. Diese Zweiseitigkeit der Folgen von Technik sind zeitlich und kausal miteinander verflochten; das eine ist nicht ohne das andere zu erreichen. So war die „Atomeuphorie“ ein Aufbruch von Hoffnungen in ein neues technisches Zeitalter, mit den Kernreaktoren an der Spitze. Diese Hoffnungen entstanden in den 1950er-Jahren in fast allen Industrieländern und erreichten im Spätsommer 1955 aufgrund der Ersten Genfer Konferenz über die friedliche Verwendung der Atomkernenergie einen Höhepunkt, und zwar besonders in der jungen Bundesrepublik Deutschland.

In den 1960er-Jahren kühlte die Atomeuphorie allmählich ab, um in den 1970er-Jahren als Anti-Atomeuphorie wiederzukehren [Rus]. Sie besteht in einer Reihe von Ländern bis heute und hat die Kernenergieentwicklung beeinträchtigt.

„Jahrzehntelang (ca. 1945 bis 1975) waren Politik und Wirtschaft vor allem aber Naturwissenschaften und Technik der Ansicht, die Gefahrenpotenziale der Kernkraftwerke durch Sicherheitsmaßnahmen eindeutig zu verkleinern und folgenschwere Unfälle ausschließen zu können. Alle Verantwortlichen vertraten damals der Meinung, dass die Technik in der Lage sein wird, die Sicherheit der Kernkraftwerke ohne Einschränkungen bereitzustellen. Dieser breit getragene Konsens und die Euphorie des Machbaren ha-

ben. Dazu verleitet, die Konzepte aus dem militärischen Sektor (nur für deren Zwecke entwickelt) mit den Kernreaktoren der Typen: Siedewasser und Druckwasser sowie Leichtwasser-moderiert und Grafit-moderiert trotz der eindeutig erkannten Nachteile bzw. Schwächen weiter zu verwenden“.

Sie wurden mit dem Ziel umgebaut, bei ihrem Einsatz zur Stromversorgung erhebliche Kosteneinsparungen zu erreichen. Es wurde versäumt, unter möglichen Kernreaktor-Prinzipien nach dem garantiert sicheren zu suchen, sodass heute die Experten mehr oder minder offen feststellen, dass seinerzeit technisch und politisch falsch gehandelt wurde“ [Kuh].

Kernkraftwerke der III. Generation

Als zukünftige neue Kernkraftwerke, die inhärent sicher sind, werden Kernkraftwerke einer III. Generation betrachtet. So wie für die I. Generation die Reaktivität zum Hauptmerkmal wurde und für die II. Generation die Wirtschaftlichkeit im Vordergrund stand, muss für die III. Generation eine inhärente Sicherheit umfassend verwirklicht sein. Daraus ergibt sich für die Weiterentwicklung und für die Fortschreibung in der Zukunft als ein eindeutig zu erreichendes Ziel: der **inhärent sichere Kernreaktor – IsKr –**.

Dazu ist ein „Neudenken“ erforderlich, indem beim Entwurf eines neuartigen Kernkraftwerks inhärente Sicherheit an den Anfang der Überlegungen gestellt wird. Es bedarf einer konzeptionellen Sicherheit, der sich alles Weitere unterordnet. Es geht um radikal neue Konzepte mit Eigenschaften, die höchste Sicherheitszuwächse erbringen können.

Bereits durch Konzeptauswahl und dann bei der Planung und Bauausführung müssen ganzheitlich alle Komponenten (z.B. Werkstoff oder Steuerung) im Verbund mit der Anwendung der entsprechenden Gesetzmäßigkeiten (z.B. Naturumlauf) als Basissicherheit die inhärente Sicherheit gewährleistet [Ilg] sein. Die IsKr dieser III. Generation benötigen für Auslegung, Errichtung und Betrieb ihre entsprechenden Sicherheitskriterien und -prinzipien. Sie müssen den Stand von Wissenschaft und Technik berücksichtigen sowie die umfangreich aufgelaufenen Betriebserfahrungen nutzen. Ihre vorzusehende Effektivität ergibt sich aus der hohen Brennstoff-Ausnutzung und dem hohen thermodynamischen Wirkungsgrad [Schul]. Umfassende verbindliche Sicherheitskriterien gibt es im Detail für die neuen Reaktoren derzeit weltweit und im nationalen Rahmen [ILK] im ausreichenden Maße nicht. Im Rahmen der EU [Sei] und [Her] wurden einheitliche Sicherheitsstandards durch Harmonisierung angestrebt.

Als grundsätzlicher Rahmen gilt jedoch, dass „einschneidende Maßnahmen zum

Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen außerhalb des abgeschlossenen Geländes der Anlage nicht erforderlich sein dürfen“ (Atomgesetz; §7,2), indem keine Vorkehrungen für Evakuierungen und keine Umsiedlungen notwendig werden. Diese Forderungen laufen darauf hinaus, dass die zukünftige Kernenergienutzung einschließlich der Entsorgung ohne gravierende radiologische Auswirkungen außerhalb der Anlage erfolgen muss (katastrophenfrei).

Ein einfacher erster Schritt zur Erhöhung der Kernkraftwerkssicherheit in Richtung von Unfallbeherrschung und Eingrenzung der möglichen Havarieauswirkungen ist die Verkleinerung des radioaktiven Inventars im Reaktor durch kleinere Baueinheiten, was in der Tat zu weltweiten Entwicklungen von Konzepten „small and simpler reactors“ [Nuc, Wor2] führte. In der Vergangenheit wurden und in Zukunft [Thi] werden kleinere, weil modulare Kernkraftwerke betrachtet. Dieses modulare Vorgehen stellt ein Sicherheitspotenzial dar, das geklärt werden sollte. Es ergeben sich durch die Modulbauweise Flexibilität für das Leistungsangebot, durchaus Vorteile bei der Finanzierung und ein Gewinn in Richtung der grundsätzlichen Auslegungsmöglichkeiten für passive Kühlungen.

Seit etlichen Jahren sind aus verschiedenen Ländern fortgeschrittene Reaktorkonzepte in der Entwicklung bzw. Entwürfe bekannt geworden, die den Anspruch erfüllen können, zu nehmend „inhärent“ sicher zu sein. Es bedeutet, dass bei Eintritt eines Störfalles weder menschliches Eingreifen zwingend notwendig ist noch zusätzliche aktive Sicherheitssysteme wie Pumpen mit Motoren, Ventile durch Steuerungen und vor allem Steuerstäbe angeregt werden müssen.

Genutzt werden Abläufe sowie Wirkungen und Prozesse aufgrund von physikalischen Gesetzmäßigkeiten zur Beherrschung eines Störfalles. Wirksam werden daher sowohl eine selbstständige Begrenzung der nuklearen Leistung als auch eine selbstständige Nachwärmeabfuhr durch thermisch stabile Systeme. Der Kühlmittel-Temperatureffekt, Verdampfungskühlung, thermodynamischer Auftrieb, Naturumlauf und Schwerkraft sowie neutronenspezifisch der „Doppler-Effekt“ werden eingesetzt bzw. ausgenutzt.

Für den IsKr soll ein Kernschmelzunfall nicht durch in Reserve gehaltene Baumaßnahmen beherrscht werden (s.a. EPR-Core-Catcher [Nie]), sondern er wird durch ausschließlich passiv funktionierende gesetzmäßige Systeme vermieden. Es sind Systeme, die im Störfall durch naturgesetzliche Wirkungen ablaufen müssen, von vornherein dadurch technisches Versagen ausschließen sowie Fehler verzeihende Komponenten und Prozessabläufe verwenden. Passive Systeme besitzen grundsätzlich unverlierbare, d.h. inhärente Eigenschaften; deren Funktionen können im Normalbetrieb nicht versagen.

Fehler verzeihende Systeme bedingen bzw. bedeuten, eine Komponente oder Funktion fällt aus, aber das System bzw. die Anlage bleibt in einem sicheren Zustand. Es wird oder kann der bestimmungsgemäße Betrieb aufgegeben werden, aber Schäden entstehen nicht. Es wird trotz Ausfall einer sicherheitstechnisch relevanten Komponente in Richtung sicherer Zustand selbstständig abgeschaltet, sodass keine Schäden für Mensch und Anlage entstehen werden. Solche Strategien und Konzepte zur sicherheitstechnischen Zuverlässigkeit sind ausnahmslos und vollständig durch den IsKr zu verwirklichen. Bei diesen so genannten revolutionären Entwicklungen werden neue Wege beschritten, deren wesentliche Leitlinien sind:

- Verwendung inhärenter Sicherheitseigenschaften
- Nutzung von passiven Sicherheitseinrichtungen
- Beschränkung auf kleinere Leistungseinheiten und Leistungsdichten
- Systemvereinfachungen durch ein Mehrstufenkonzept der sicherheitstechnischen Auslegung

Wichtige sicherheitstechnische Funktionen wie Schnellabschaltung, Druckbegrenzung und Druckentlastung des Reaktordruckbehälters sowie Wärmeabfuhr sollen von passiven Einrichtungen übernommen werden, deren Funktion von der Versorgung mit elektrischer Energie, von leittechnischen Maßnahmen oder von menschlichen Eingriffen unabhängig sind [The]. Allerdings betreffen diese neuen Innovationen auch betriebsrelevante Bereiche, von denen negative Rückwirkungen auf die Anlagenverfügbarkeit nicht ohne Weiteres auszuschließen sind. Hier ist zu fragen, ob ein Prototypreaktor erforderlich ist, z.B. um die Zuverlässigkeit der passiven Einrichtungen für den Anlagenbetrieb und die Verfügbarkeit zu ermitteln. Denn 1. die fehlenden Betriebserfahrungen, die 2. nur schwer vorherzusagende Eignung der inhärenteren Lösung in allen Phasen des bestimmungsgemäßen Betriebs und 3. die nur selten verifizierbaren Möglichkeiten zur Störung durch das Betriebs- oder Reparatur-Personal verlangen besonders eingehenden Prüfungen der passiven und inhärenten Methoden bzw. Konzepte.

Zum einen wird die Fehler verzeihende Auslegung durch physikalisch innewohnende Sicherheitseigenschaften gezielt genutzt und zum anderen wird durch eine redundante, d.h. Mehrfachauslegung wichtiger Systeme der Sicherheitstechnik mittels Schutzvorkehrungen sowie über ein Mehrstufenkonzept und diversitäres Vorgehen die Sicherheit erreicht. Für den revolutionären Weg sind Entwürfe bekannt geworden, wie z.B. die Kernkraftwerkstypen SIR und PIUS.

Die Entwicklung und der Einsatz einer inhärenten Sicherheitstechnik waren und sind ein kontinuierlicher Prozess, sodass sicherheitsbetonte Kernkraftwerke einer III. Gene-

ration schrittweise praxisbezogen aufwachsen. Beispielhaft ist der Economic Simplified Boiling Water Reactor – ESBR zu nennen. Gleichmaßen lässt sich für den Hochtemperaturreaktor HTR die Entwicklung von inhärenten Sicherheits-Aspekten über mehrere Generationen benennen [Car, Bog]:

Als Resümee zum Verlauf der Entwicklung ergibt sich, 1. Beherrschung der Neutronenverluste, 2. Wirtschaftlichkeit mit evolutionärer Ertüchtigung, 3. eine noch zu erreichende inhärent sichere Auslegung. Das lässt sich wie beschrieben, zu einer Entwicklung über eine I., II. und III. Generation ordnen:

Anders kategorisiert eine US-amerikanische Systematik (Abbildung 2) die „Generation Four“.

Dabei lassen sich die kommerziellen Leistungsreaktoren (2), fortgeschrittene Reaktoren (3) und Reaktoren (3+) mit einer vertieften Sicherheitstechnik, die sich evolutionär stetig weiterentwickelt hat und weiterentwickeln wird, in der hier als II. Generation bezeichneten Beschreibung, zusammenfassen.

Die III. Generation bezieht sich in der vorliegenden Darstellung auf den inhärent sicheren Reaktor – IsKr. Die generation four – enhanced safety gemäß USA-Nomenklatur nach *Abbildung 2* wird sich auf eine umfassende Sicherheitsauslegung fokussieren lassen; die 6 beschriebenen Kernkraftwerkstypen des GIF, wie weiter vorn ausgeführt, erreichen das nicht [Schup].

Sicherheitsanforderungen

Sicherheit wird begriffen und gefordert, wenn alle Gefahren analysiert worden sind, vor denen Sicherheit bestehen muss. Sicherheit stößt immer an Grenzen, weil technische Prozesse niemals mit vollkommener Zuverlässigkeit ohne jegliche Störungen ablaufen, Materialeigenschaften nicht absolut verlässlich sind, der Stand des Wissens niemals erschöpfend sein kann, die ökonomische Machbarkeit das Ansinnen nach maximaler Sicherheit einschränkt, das menschliche Handeln immer der Möglichkeit des Irrtums und der Fehlhandlung unterliegt. Es kann demzufolge auch keine absolute, unverrückbare Sicherheitsnorm geben. Sicherheit wird und muss immer wieder überprüft und fortgeschrieben werden, ohne dass damit ein vorangegangener Zustand als unsicher zu gelten hatte [VDI1]. Sicherheit liegt vor, wenn Komponenten oder Anlagen über die geplante Lebensdauer hinweg ihre Funktionen erfüllen und bei einer bestimmungsgemäßen Nutzung weder Personen noch Güter geschädigt werden.

Fehler, Störungen, Versagensfälle im Kernkraftwerk können nicht grundsätzlich ausgeschlossen werden, weil sie zeitlich zufällig auftreten, weil unvorhersehbare Einwirkungen nicht angemessen beherrscht

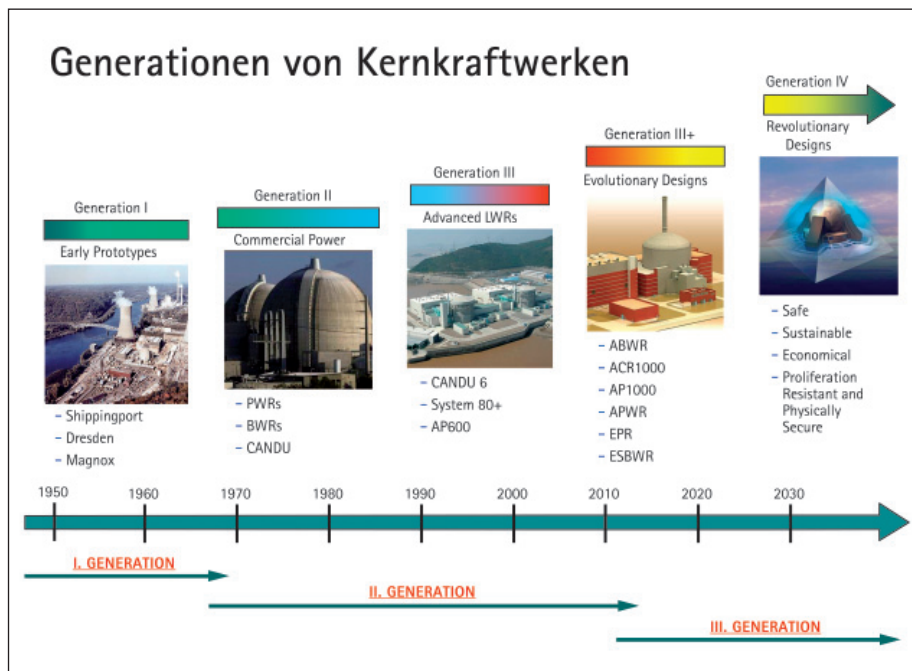


Abb. 2: Skizze zur Veranschaulichung des zeitlichen Ablaufes der Entwicklung der Kernkraftwerke; oberhalb der Zeitachse Vorstellungen des USA – Department of Energy [Schup] und GIF [Weß], unterhalb der Zeitachse die Vorstellung gemäß diesen Ausführungen

werden und weil unbeabsichtigte Fehlbedienungen nicht bedingungslos vermieden werden können (unter anderem z.B. Blitz). Demzufolge sind Fehler und Ausfälle zu beherrschen. Die inhärente Sicherheitstechnik eines Kernkraftwerks muss neben der konstruktiven Sicherheit, also neben einer einwandfreien konstruktiven Durchbildung, immer Vorkehrungen für unvorhergesehene Vorkommnisse durch eine Fehler verzeihende Konstruktionen umfassen. Die Komplexität solcher neuer Komponenten und Prozesse bedingt den Bau und Betrieb von Testständen, Pilotanlagen und Demonstrations-KKW, um Erfahrungen für den IsKr zu erwerben. Demzufolge bedarf es der F+E+D-Programme (Forschung, Entwicklung, Demonstration) für den IsKr.

All diese Charakteristika der Sicherheit führen zu Vorgaben, die die Konzepte des inhärent sicheren Kernreaktors zu gewährleisten haben. Demzufolge gilt für den IsKr, dem Kernkraftwerk der III. Generation; es sind Auslegungssicherheit, Betriebssicherheit und Akzeptanzsicherheit zu erreichen:

Die Vorgaben zur Auslegungssicherheit lauten:

- keine Freisetzung von Radioaktivität durch den eindeutigen Ausschluss von Unfällen aufgrund inhärenter Sicherheit
- Beherrschung durch Redundanz und Diversität aller Störfälle und deren Begrenzung auf die Anlage
- Selbstständige Nachzerfallswärme-Abfuhr auf natürliche Weise nach Ausfall der betrieblichen Systeme durch naturgesetzlichen Zwang
- Erhalt wirksamer Spaltproduktbarrieren und Nachweis effektiver Interventi-

onsmöglichkeiten bei Einwirkungen von außen

- Profilerationsresistenz

Die Betriebssicherheit bezieht sich auf:

- Nutzung der Betriebserfahrungen hinsichtlich Qualitätssicherung und
- Auslegungsdauer z.B. 60 Jahre
- Verwendung der Ergebnisse der Sicherheitsanalysen (Human factors)
- Bedienungsfreundlichkeit, Automatisierung
- Transparenz aller Sicherheitseinrichtungen und
- kurze Bauzeit, gesicherter zügiger Projektablauf, Planungssicherheit
- Wirtschaftlichkeit und hohe Verfügbarkeit sowie Lastfolgefähigkeit

Die sichere Akzeptanz betrifft:

- Entsorgung radioaktiver Abfälle im Endlager sowie die geordnete Stilllegung und den Rückbau
- einfaches, übersichtliches, Bürger-beteiligtes Genehmigungsverfahren und Einsicht in die Notwendigkeit des Energiefriedens
- Abklärung des Gefährdungspotenzials der ionisierenden Strahlen und gesundheitlicher Restrisiken; Anwendung der Ergebnisse aus der Strahlenschutzforschung
- Ganzheitliche Güterabwägung der Vor- und Nachteile einer Kernenergie-Nutzung unter Beachtung ökologischer Ziele im Vergleich zu den anderen Arten der Elektro-Energiegewinnung

In Deutschland erhöhte die Nachrüstung der Kernreaktoren der II. Generation nicht die Akzeptanz [Lauf]. Deshalb sollte die Installation der Kernreaktoren der III. Generation sowohl die Verwirklichung der inhärenten

Sicherheit als auch die umfassende Abklärung der Strahlenwirkung (Radiotoxizität) durch die Molekular-Biologie, Strahlen-Biophysik sowie Medizin, d.h. die einwandfreie Beurteilung von Gesundheitsschäden durch die Wirkung ionisierender Strahlen zur Bedingung haben. Wenn keine radioaktiven Stoffe freigesetzt werden können und alle sich negativen Mutmaßungen zu Langzeitschäden ausschließen lassen, so sind radiologische Einwände abzarbeiten, um die erforderliche gesellschaftliche Zustimmung zu erhalten. Demzufolge erhalten der Strahlenschutz und die Strahlenforschung gleichfalls eine Schlüsselrolle [Gel]. Wenn alle Vorgänge um die Wirkung der ionisierenden Strahlung, entstanden aus der spekulativen Freisetzung und Wirkung der radioaktiven Spaltprodukte, eindeutig bewertet und erklärt sind, könnte Akzeptanz erreicht werden.

Das Infragestellen der Kernenergienutzung begründete sich vor allem aus schweren Reaktorunfällen: 1979 – Störfall in *Three Mile Island*, 1986 – Unfall *Tschernobyl*, 2011 – Unfall *Fukushima Daiichi*. Diese Stör- und Unfälle ereigneten sich aufgrund menschlichen Versagens bzw. Fehleinschätzung, sodass die Fehlerrolle des Menschen deutlich berücksichtigt werden muss. Die Beschreibung der Sicherheit von Kernkraftwerken in Verbindung mit „Human factor“ (menschliche Einflussnahme beim Betrieb und bei allen Prozessen zu Bau und Betrieb) lässt sich zwecks Klarstellung von Wechselwirkungen und Vernetzungen in den Koordinaten verifizieren:

- Technik,
- Administration,
- Mensch.

Eine Matrix-Betrachtungsweise, erstmal nur ein Versuch (*Abbildung 3*) dient der Erfassung und Gewichtung, bestimmt Rangfolgen und kontrolliert methodisch die Vollständigkeits sowie Ausgewogenheit der Sicherheitsebenen. Die Gesamtsicherheit des vielschichtigen Kernkraftwerks ist komplex und besteht aus sehr unterschiedlichen Gewichtungen unter Beachtung der Vollständigkeit. Sie ist von daher mit allen Vernetzungen und Anforderungen in etwa folgendermaßen darzustellen:

- Die Forderung Störfallausschluss wird erreicht durch Verwendung von inhärente, also durch physikalische Gesetzmäßigkeiten innewohnende, Sicherheitseigenschaften,
- Die Forderung Störfall-Vermeidung ergibt sich durch Automation oder Verwendung einer Fehler verzeihenden Technik, indem die eintretenden Fehler aus der Anlagen-Auslegung und durch den Mensch rechtzeitig erkannt und durch Redundanzen beherrscht werden,
- Die Forderung Störfall-Beherrschung lässt sich durch die diversitäre Auslegung der Systeme umsetzen.

Für den Unfallreaktor *Tschernobyl 4* lässt sich beispielsweise anhand der Matrix zeigen,

welche Teilaspekte, mit welchen Gründen zu jeweiligen Anteilen zu den Auswirkungen des Unfalles geführt haben.

S11-Technik/Störfall-Ausschluss: der grafitmoderierte Kernreaktor weist einen positiven Reaktivitätskoeffizienten aus, deshalb nicht inhärent sicher,

S12-Administration/Störfall-Ausschluss: Aufsicht und Genehmigung zeigten 1985 durch die UdSSR-Behörden Lücken und Inkompetenz, unklare Zuständigkeiten.

S13-Mensch/Störfall-Ausschluss: vorsätzliches Außerkraftsetzen von Vorschriften aufgrund mangelhafter Fachkenntnisse, keine automatische Sicherung

Neben den sicherheitstechnischen Schwächen, die sich aus Bau und Verfahrenskonzeption des RBMK ergaben, muss auf die sozio-juristischen Ausbildungs- und Genehmigungsdefizite und damit auf den Stellenwert der Sicherheitskultur hingewiesen werden [Fal].

„Unter dem Begriff Sicherheitskultur ist eine sicherheitsgerichtete Grundhaltung aller Hierarchiestufen zu verstehen. Jeder einzelne Mitarbeiter soll sich seiner Verantwortung für die Sicherheit bewusst sein und die Fähigkeit, Mittel und Kompetenz haben, diese Verantwortung auch wahrzunehmen. Sicherheitskultur umfasst 2 Hauptkomponenten. Die erste betrifft die übergeordnete Verantwortung des Managements zur Formulierung und konsequenten Umsetzung einer sicherheitsgerichteten Unternehmensphilosophie, zur Schaffung einer geeigneten Organisationsstruktur sowie zur Bereitstellung der notwendigen personellen und technischen Mittel. Die 2. Komponente beinhaltet die Einstellung und das Verhalten des Personals aller Hierarchiestufen sowie die Kommunikation zwischen diesen“ [RSK].

Jeder Mitarbeiter ist in der Weise verantwortlich motiviert, dass auch in nicht reglementierbaren Situationen sicherheitsgerichtet gehandelt wird, d.h. gemäß Reaktorsicherheitskommission: „die Sicherheitskultur ist die Gesamtheit von Merkmalen und Einstellungen bei Organisation und Mitarbeiter, die als oberste Priorität durchsetzt, dass jegliche Sicherheitsfragen im KKW, die ihrer Bedeutung entsprechende Aufmerksamkeiten erhalten“.

Für den Bau und Betrieb des IsKr muss sowohl das Versagen von Komponenten und Funktionen als auch das Versagen des Mitarbeiters gewichtet werden. Der Mitarbeiter wird als Entwickler, Hersteller, Nutzer, Bediener und Überwacher nicht fehlerlos arbeiten aber die Sicherheit entscheidend beeinflussen. Die Matrix-Methode ermöglicht eine Einbindung des Human factors und eine Gradmessung der Sicherheit des Kernkraftwerks mit einer inhärent sicheren Auslegung, um das Kernkraftwerk mit aktiven Sicherheitskomponenten vergleichen zu können.

Als Human factors sind alle Faktoren im Kernkraftwerk zu begreifen, die den Mitarbeiter in seiner Interaktion mit dem IsKr be-

einflussen und vor allem vom Mitarbeiter selbst beeinflusst werden. Aber Mitarbeiter, die um die sicherheitstechnischen Sachzusammenhänge wissen, die uneingeschränkten Zugriff auf die sicherheitstechnisch erforderlichen Einrichtungen haben, die vor allem ständig über den jeweiligen Betriebszustand und das sicherheitstechnische Umfeld informiert werden und die stetig aufs Neue für ihre betriebliche Aufgaben bewertet werden, können nicht zu einem schwachen Teil d.h. belastenden Teil der operativen sicherheitstechnischen Funktionskette werden.

Mit seinen naturgemäßen Fähigkeiten und menschlichen Unzulänglichkeiten stellt der Mitarbeiter mit dem Human factor [VDI1] ein wesentliches Kriterium für das Sicherheitsmanagement dar. Es muss erfasst werden und muss für den IsKr in seinem umfassenden Stellenwert berücksichtigt werden. Der Human factor wird in seiner Gewichtung mittels dieser Matrix-Darstellung bewusster ausgedrückt und reflektiert, in dem alle erforderlichen Auflagen, Maßnahmen, Installationen und Vorkehrungen benannt werden. Für die III. Generation von Kernkraftwerken gilt beispielsweise:

- S11-Technik/Störfall-Ausschluss: Auslegung des KKW aufgrund eines inhärent

sicheren basic design (z.B. Baukonzept des PIUS, SIR)

- S22-Administration/Störfall-Vermeidung: Aufsichts- und Genehmigungsbehörde kontrollieren verantwortlich die Qualitätssicherung anhand von Vorgaben,
- S33-Mensch/Störfall-Beherrschung: Beherrschung der Schnittstelle Mensch-Maschine durch eingübte Vorgehensweise mit einer konsequent etablierten Sicherheitskultur sowie weitestgehender Automation.

Mehr oder minder deutlich und vollständig finden sich alle diese Matrix-Elemente im mehrstufigen Sicherheitskonzept der laufenden Kernkraftwerke wieder, sodass aktuell ein hohes Sicherheits-Niveau gewährleistet ist.

Fazit

Die Unterscheidung in 3 Entwicklungsphasen soll einer Standpunktbestimmung der Kerntechnik für deren zukünftigen Entwicklung dienen. Zukunft braucht Vergangenheit. Es ist eindeutig und ausreichend im Gegensatz zum *Generation Four International Forum (GiF)* von einer Generation I,

| Sicherheit | Störfallausschluss | Störfallvermeidung | Störfallbeherrschung |
|----------------|--|---|---|
| Technik | S11 Inhärent Basic design; Sicherheitsbetontes Gesamtkonzept | S21 Redundant Anlageninterner Notfallschutz; Gestaffelte Schutzmaßnahmen | S31 Diversitär Defence in depth; Feed forward-feedback strategy; Accident management |
| Administration | S12 Gesetzliche Auflagen Stand von Wissenschaft u. Technik; Rechtsverordnung | S22 Qualitätssicherung Sicherheitsanalysen; Kerntechnisches Regelwerk | S32 Wiederkehrende Prüfungen Einhaltung von Grenz- u. Richtwerten; Beherrschung der Auswirkungen von common cause |
| Mensch | S13 Automation Verhinderung u. Ausschluss des Human factor, Fehler verzeihende Auslegung | S23 Sicherheitskultur Probabilistische Sicherheitsanalyse, Transparenz | S33 Störfallübungen Training an d. Mensch- Maschine-Schnittstelle; Strahlenschutzvorsorge- maßnahmen; Simulator- Ausbildung |

Abb. 3: Beispiel einer Matrix zur systematischen Beschreibung von Sicherheitsanforderungen zwecks Gewichtung und Vollständigkeit in Wechselwirkung zum Faktor Mensch d.h. menschliche Einflussnahme

bestimmt durch die Neutronenökonomie, einer Generation II charakterisiert durch Wirtschaftlichkeit und einer inhärent sicheren Generation III zu sprechen.

Dazu lassen sich gegenüberstellen: Die Vorgehensweisen durch revolutionäre Schritte für eine neuartige konzeptionelle Sicherheitstechnik zu einer evolutionären und langläufigen Verbesserung der vorhandenen Kernkraftwerkstechnik. Am Anfang dieser evolutionären Entwicklung sind bei den energiepolitischen Entscheidungen für Bau und Betrieb der Kernkraftwerke die Sicherheitsauflagen nachgeführt worden und sind gemäß Stand von Wissenschaft und Technik entwickelt worden. Das sollte sich nicht wiederholen. Es sollten die Sicherheitsanforderungen ganz am Anfang bei der Konzeptfestlegung einer sicherheitsbetonten neuen Generation stehen.

Inhärente Sicherheit ist zukunftsweisend unabdingbar und erfordert umfangreich Forschung, Entwicklung und Demonstration. Solch eine Sortierung nach Phasen legt Grenzen und Lücken frei, die durch Forschung und Entwicklung gefunden und geschlossen werden [Umb] und in deren Teilaspekte unsere nationale Energieforschung nachgeht [Tr2]. Es sind hiermit mehr oder minder ausführlich eine Reihe von frühen und zukünftigen Kernkraftwerkskonzepten angesprochen worden. So ergibt sich jedoch aus den zahlreichen Beispielen ein eindeutiges Fazit. Es besteht ein großes Potenzial beim Bau und Betrieb von inhärent sicheren Kernkraftwerken.

Danksagung

Der Autor bedankt sich für über Jahre währenden zahlreichen Kooperationen und Diskussionen mit den Fachkollegen, durch deren Hilfe sich dieser Beitrag ertüchtigen ließ [VDI2]. Das gilt weit zurückliegend insbesondere für den Vortrag (April 1996) im Rahmen der Veranstaltungsreihe Neue Technologien der *Friedrich-Schiller-Universität Jena* des *VDI-Technologiezentrums Düsseldorf* mit Unterstützung des *BMBF* und für den Vortrag (April 2003) im Rahmen der Jahrestagung der *Deutschen Physikalischen Gesellschaft* in Hannover des *Arbeitskreises Energie*.

Literatur

- [atw] atw-Redaktion; Kernenergie Weltreport 2011; atw 57. Jg., (2012) H. 4/5; S. 271
- [Bir] Birkhofer, A., et al.; Reaktor-Sicherheit in der Bundesrepublik Deutschland; atw (1970) Sept./Okt.; S. 441
- [Bog] Bogusch, E. et al.; Programmes and projects for high-temperature reactor development; atw 54. Jg., (2009) H. 2, S. 84
- [Bre] Bretschuh, W. et. al.; Moderne Leichtwasserreaktoren: EPR und SWR 1000 – Derzeitiger Stand, Entwicklungs- und Einsatzmöglichkeiten; atw 46. Jg.; (2001) H. 8, S. 536
- [Cle] Cleve, U.; Die Technologie des Hochtemperaturreaktors und der nuklearen Hochtemperaturtechnik zur Erzeugung flüssiger Brennstoffe, von Wasserstoff und elektrischer Energie; atw 56 Jg. (2011) H.6, S. 334
- [Car] Carre, F. et al.; R&D programm on generation 4 nuclear energy systems: the high temperature gas-cooled reactors; atw 50. Jg. (2005) H. 4, S.224
- [Den] Dent, Th.H. et al.; Construction of new power plants in China; atw 53.Jg. (2008) H. 7, S. 478
- [Deu1] Deutsche Physikalische Gesellschaft e. V.; Energiememorandum 1995; Zukünftige klimaverträgliche Energienutzung und politischer Handlungsbedarf zur Markteinführung neuer emissionsmindernder Techniken; Bad Honnef, März 1995
- [Deu2] Deutsche Physikalische Gesellschaft e.V.; Studie, Klimaschutz und Energieversorgung in Deutschland 1990-2020; Bad Honnef, September 2005
- [Deu3] Deutsche Physikalische Gesellschaft e.V.; Studie, Elektrizität: Schlüssel zu einem nachhaltigen und klimaverträglichen Energiesystem; Bad Honnef, Juni 2010
- [Duf] Duffey, R.B. et al.; Evolving innovative reactor design: putting the I into R&D; ICONE17 75811; Proceedings of the 17. international conference on nuclear engineering, Brussels, July (2009)
- [Fal] Fahlbruch, B. et al.; Die Bewertung von Sicherheitskultur; atw 45. Jg. (2000) Heft 11, S. 684
- [Gel] Gelfort, E.; Strahlenforschung in Deutschland, Was können, was müssen wir tun?; Zeitschrift – *Strahlenschutz Praxis*; H. 2 (2003), S. 26
- [Gib] Gibson, I.H.; et al.; Acceptance and Licensing of Advanced Reactors Innovations; Proc. Int. Conference on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants; Tokyo; Oct. (1992); Vol 1; S. 4.3-1
- [Goe] Goethem van G.; Technological Breakthrough – generation IV; atw 55. Jg. (2010) Heft 7, S. 442 und Heft 8/9
- [Gre] Gremm, O. et al.; Entwicklungspotential und Entwicklungsprobleme neuer Reaktor-Konzepte; atw (1992), H.1,S. 22
- [Han] Hannerz, K.; et al; The Pius Pressurized Water Reactor Aspects of Plant Operation and Availability; *Nuclear Technology*, Vol 91; July (1990); S. 81,
- [Her] Hertrich, M.; WENRA – Ansätze zur Harmonisierung und Weiterentwicklung der Reaktorsicherheit in Europa; atw 51. Jg. (2006) H. 12; S. 803
- [Ilg] Ilg, U. et al.; Das Werkstoffkonzept in deutschen Leichtwasserreaktoren – ein Beitrag zur Anlagensicherheit, Wirtschaftlichkeit u. Schadensvorsorge; atw 53. Jg. (2008) H. 8,S. 766
- [ILK] Internationale Länderkommission Kerntechnik; ILK-Stellungnahme zu grundlegenden Sicherheitsanforderungen an KKW; atw 54. Jg. (2009) H. 3, S.174
- [Kra] Kraemer, J. et al; Die Entwicklung der Kernkraftwerkstechnik in Rußland; atw 53. Jg. (2008) H. 8/9, S. 520
- [Krö] Kröger, W.; Tagungsbericht – Vorstellungen über Kernkraftwerke der nächsten Generation; atw (1988) H. 7,S. 392
- [Kuh] Kuhlmann, A.; Ein neuer Anlauf mit sicheren Reaktoren; Artikel im *Handelsblatt* vom 3.12.1991
- [Laue] Lauer, H.; 35 Jahre Block A in Biblis; atw 54. Jg. (2009) H. 7, S. 440
- [Lauf] Laufs; P.; Die Entwicklung der Sicherheitstechnik für Kernkraftwerke im politischen und technischen Umfeld der Bundesrepublik Deutschland seit dem Jahr 1955; atw 52. Jg (2007), H. 1, S. 8
- [Mat] Mattern, J.; Fortgeschrittene Siedewasserreaktoren-Konzepte, atw (1991) H.8/9, S. 384
- [Mic] Michaelis, H. et.al.; Handbuch Kernenergie; VEW-Verlag, Frankfurt/M (1995) S.55
- [Moh] Mohrbach, L. Unterschiede im gestaffelten Sicherheitskonzept: Fukushima mit deutschen Anlagen, atw (2011) H. 4/5, S.242
- [Nie] Nie, M. et al.; Implementierung von Maßnahmen zur Beherrschung schwerer Störfälle in Anlagen der 3. Generation am Beispiel EPR; atw 49 (2004) H. 5, S. 324
- [Nuc] Nuclear Engineering International; Small reactors return; Oct. (2002) S. 24
- [Pet] Petroll, M. et al.; Amerikanische KKW-Neubaupläne – der Anfang ist gemacht; atw 53. Jg (2008), H. 3, S. 166
- [Ree] Rees S. H. et al.; Alterungsmangement bei technischen Einrichtungen in Anlagen der E.ON Kernkraft GmbH; atw 54. Jg (2009) h. 11, S. 679
- [Red] Redding, J.R.; The ABWR, goes on line; atw – 41 Jg (1994) H. 4, S.251
- [Rei] Reisch, F. et al.; Concept of a high pressure boiling water reactor; ICONE17- 75032; Proceedings of the 17. international conference on nuclear engineering – Brussels – Juli (2009)
- [Rit] Rittig, D.; Sicherheitsaspekte künftiger Leichtwasserreaktoren; atw, (1992) H. 6, S.352
- [RSK] Reaktor-Sicherheitskommission; 309. Sitzung am 23.04.1997 – RSK Denkschrift zur Sicherheitskultur in der Kerntechnik
- [Rus] Rusinek, B.A.; Kernenergie – schöner Götterfunke – die umgekehrte Demontage; Beitrag zur Kerntextgeschichte der Atom euphorie; Zeitschrift *Kultur und Technik*; H. 4 (1993), S. 15
- [Schul] Schulenberg, T. et al.; Entwicklungstrends in der Reaktortechnik; atw, 50. Jg., H. 5, S. 332
- [Schup] Schuppner, S.M.H.; The U.S. nuclear Future; atw 47. Jg. (2002) H. 3, S. 158
- [Sei] Seidel, E.R.; et al.; Indikatoren für die Bewertung des Sicherheitsniveaus von Kernkraftwerken; atw 47 Jg. (2002) H. 12; S. 754,
- [The] Theenhaus R. et al.; Passive Sicherheitssysteme; atw 42 Jg. (1997) H.11, S. 688
- [Thi] Thieme, Ch.; Miniatur Kernkraftwerke – Konzepte und Projekte für zukünftige Anlagen, atw 56. Jg. (2011) H.7; S. 407
- [Tr1] Tromm, W. et al.; Generation 4 – die Zukunft der Kernenergie? Zeitschrift *BWK* – Bd. 57 (2005) H. 11, S. 52
- [Tr2] Tromm, W.; Nukleare energieforschung 2010; Forschungszentren – Status und Entwicklung, atw 56. Jg.; Heft 7, Juli (2011) S. 412
- [Umb] Umbach, E.; Wir brauchen große Schritte, keine Quantensprünge; *Physik-Journal* 10. Jg.; Nr. 10 Oktober (2011), S. 10
- [VDI1] Verein Deutscher Ingenieure Denkschrift; Qualitätsmerkmal Technische Sicherheit (2007) S. 51, S.
- [VDI2] VDI-Fachreich *Energie-Umwandlung und -Anwendung, Fachausschuß Kerntechnik*, Publikationen zum Download, E. Gelfort, Drei Generationen von Kernkraftwerken, 2003
- [Weß] Weßelmann, Ch. et al.; Kernenergie; Zeitschrift: *BWK* – 61 Jg. (2009) H. 4, S. 88
- [Wor1] World nuclear association –London; Advanced reactors; atw 48. Jg.(2003) H. 4, S. 251
- [Wor2] World nuclear association –London; Small nuclear power reactors; atw 48. Jg. (2003) H. 2, S. 102