

**KERNFORSCHUNGSZENTRUM  
KARLSRUHE**

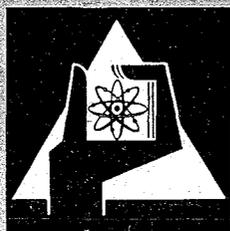
Januar 1967

KFK 530

Institut für Angewandte Reaktorphysik

Überlegungen zu schweren Reaktorunfällen  
(Ansätze zu einer neuen quantitativen Unfallphilosophie)

W. Schikarski



**GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H.  
KARLSRUHE**



KERNFORSCHUNGSZENTRUM

KARLSRUHE

Institut für Angewandte Reaktorphysik

Januar 1967

KFK 530

Überlegungen zu schweren Reaktorunfällen\*) \*\*)

(Ansätze zu einer neuen quantitativen Unfallphilosophie)

von

W. Schikarski

Gesellschaft für Kernforschung mbH., Karlsruhe

---

\*) Diese Arbeit wurde im Rahmen der Assoziation zwischen der Europäischen Atomgemeinschaft und der Gesellschaft für Kernforschung mbH., Karlsruhe, auf dem Gebiet der schnellen Reaktoren durchgeführt.

\*\*\*) Überarbeitete Fassung eines Vortrags, gehalten auf dem Fachgespräch des Instituts für Reaktorsicherheit der TÜV am 8.11.1966 in Jülich.



Inhalt

1. Einleitung
  2. Das MCA-Konzept
  3. Das Basis-Unfall-Konzept
  4. Zusammenfassung
- Literatur

1. Einleitung

Der Beginn der deutschen Reaktorentwicklung nach 1955 ist durch die Tatsache gekennzeichnet, daß zunächst Reaktoren aus den Ländern, die keine Unterbrechung der Forschung auf diesem Gebiet in Kauf zu nehmen hatten, nach Deutschland importiert wurden. Zu Beginn handelte es sich um Forschungsreaktoren kleiner Leistung, die später durch kleine bis mittlere Kraftwerke (hier schon unter starker deutscher Beteiligung an Entwicklung und Auslegung) abgelöst wurden. Es ist verständlich, daß in Deutschland damals keine Zeit war, auf eigene Reaktorkonzepte zu warten.

Da der größte Teil der importierten Reaktoren bzw. Reaktorkonzepte amerikanischen Ursprungs war, ergab es sich wie von selbst, daß auch die in den USA gültige Sicherheitsphilosophie übernommen wurde. Diese amerikanische Sicherheitsphilosophie, die in der Festlegung eines "MAXIMUM CREDIBLE ACCIDENT" (MCA) gipfelt, sei im folgenden kurz als "MCA-Konzept" bezeichnet. Seit einigen Jahren wird in Deutschland der Begriff MCA durch "Größter anzunehmender Unfall" (GaU) übersetzt. Beide Begriffe sind daher äquivalent und werden im folgenden nebeneinander verwendet. Die Schwierigkeiten der Beurteilung der Sicherheit von Kernkraftwerken nach dem MCA-Konzept sowie die internationale Kritik am MCA-Konzept sind in der letzten Zeit immer deutlicher geworden, so daß besonders auch im Hinblick auf die Entwicklung der neuen Generation von schnellen Reaktoren, die Entwicklung einer neuen Sicherheitsphilosophie sinnvoll erscheint.

## 2. Das MCA-Konzept

Obwohl die Grundlagen des MCA-Konzepts nie zusammenhängend niedergelegt worden sind, lassen sich die wesentlichen Gedanken aus verschiedenen Veröffentlichungen, wie z.B. den "Reactor Site Criteria" der USAEC (1), und anderen Arbeiten (2)(3) ablesen. In ihren Grundzügen geht die Philosophie des MCA-Konzepts auf Überlegungen des "USAEC Advisory Committee on Reactor Safeguards" zurück, das sich bald nach Bildung der USAEC im Jahre 1946 konstituierte. Man muß sich vergegenwärtigen, daß man damals viel mehr unter dem Eindruck des Schädigungspotentials der Kernenergie stand als man es heute mit einer zwanzig-jährigen Erfahrung und  $10^8$  in Kernkraftwerken erzeugten MWh (und das ohne größere Unfälle) ist. Hier liegt letzten Endes der Grund, warum das MCA-Konzept so stark auf die Konsequenzen eines Unfalls zielt und viel weniger auf präventive Maßnahmen oder Vorrichtungen ausgerichtet ist. Einige charakteristische Punkte des MCA-Konzepts seien hier nochmals festgehalten:

1. Für jede Reaktoranlage gibt es einen großen Unfall, der als maximal glaubhafter (credible) oder als maximal anzunehmender (conceivable) definierbar ist.
2. Dieser Unfall ist zwar sehr unwahrscheinlich, jedoch müssen bei der Auslegung der Reaktoranlage alle technisch möglichen Einrichtungen und Maßnahmen zur Verhinderung oder Verminderung der Unfallauswirkungen (engineered safeguards) vorgesehen werden.
3. Bei der Berechnung der radiologischen Auswirkungen werden pessimistische Annahmen über die Verfügbarkeit (Ausfall) der Engineered Safeguards gemacht.
4. Der Unfall führt zur Freisetzung radioaktiver Stoffe und damit zur Strahlenbelastung der Umgebung. Je nach Unfallablauf werden Annahmen über die Menge der freigesetzten Stoffe gemacht.
5. Die Strahlenbelastung der Umgebung führt zur Definition von Bereichen (ringförmig um den Reaktor-Standort), in denen keine Bevölkerung wohnen darf oder nur geringe Bevölkerungsdichte zugelassen wird.

Das MCA-Konzept wurde besonders für die Generation der Forschungsreaktoren mit Erfolg angewendet und später mehr und mehr den Gegebenheiten kleiner

und mittlerer Leistungsreaktoren angepaßt. Dies führte zu den bekannten USAEC-Standortkriterien von 1962 und den Reaktor-Auslegungskriterien von 1965. Eine große Zahl mathematischer Modelle zum Ablauf eines MCA wurden schon frühzeitig in den USA erarbeitet (4)(5). Auch in Deutschland wurde das Problem aufgegriffen (6)(7)(8). Bemerkenswert ist besonders an den genannten Arbeiten, welche Bedeutung den äußeren Freisetzung- und Transportvorgängen von radioaktiven Stoffen und der Strahlengefährdung (d.h. also den Konsequenzen) beigemessen wurde und teilweise noch wird. Dagegen wurde den Sicherheitsvorrichtungen (engineered safeguards) relativ wenig Aufmerksamkeit geschenkt, was besonders aus (1)(2) hervorgeht. Daß die Konsequenzen eines Reaktorunfalls im Vordergrund der Sicherheitsphilosophie standen, kann zunächst durch die psychologische Koppelung an die Auswirkungen der Atombombe erklärt werden. Auf der anderen Seite spielten aber auch Engineered Safeguards in den 50er Jahren wegen der kleinen Reaktorleistungen und der damals noch nicht erreichten Wirtschaftlichkeit (und den damit gekoppelten Bedingungen an Kapitalkosten und Standort) keine große Rolle. Solange der Abstand zwischen totalem Schädigungspotential (d.h. Gesamtfreisetzung der radioaktiven Stoffe) und einer Schädigungsmöglichkeit infolge eines MCA nicht sehr groß war, konnte man in Sicherheitsberichten ohne Schwierigkeiten den Ausfall von Engineered Safeguards annehmen, ohne eine unzulässige Strahlengefährdung der Umgebung zu erhalten. Es sei nur an frühe Reaktoren erinnert, bei denen auch die Freisetzung aller flüchtigen Spaltprodukte in Reaktorgebäude noch zu erträglichen Strahlendosen in der Umgebung führte. Mit anderen Worten, der Punkt 3 der oben angegebenen Liste war relativ leicht zu erfüllen.

Die Situation heute hat sich aber grundsätzlich gewandelt. Einmal haben sich die Kenntnisse über Unfallursachen und -mechanismen erweitert, Reaktorkerne sind bezüglich des Störfallverhaltens keine "black boxes" mehr. Zum anderen stehen jetzt große Kernkraftwerke mit Leistungen um 1000 MWe zur Diskussion, deren Sicherheit ganz vom Funktionieren von Engineered Safeguards abhängt. Als Beispiel sei hier das Kraftwerk "Indian Point 2" erwähnt, dessen Baubeginn bevorsteht: Es hat folgende Engineered Safeguards:

Ein Bor-Injektions-System, das Energiefreisetzung und Brennstoff-Schäden nach Kühlmittelverlust begrenzt,

Eine Sprühanlage im Reaktorgebäude, um Wärme abzuführen und den Druck zu vermindern,

Umluftfilter, um die Jod-Aktivität zu reduzieren,  
Umluftkühler, die für die Nachwärmeabfuhr sorgen,  
Eine Auffangwanne, falls der Brennstoff in geschmolzenem  
Zustand das Reaktorgefäß durchdringen sollte.

Diese Sicherheitseinrichtungen werden allein deswegen eingebaut, um die Konsequenzen eines MCA zu mildern. In einer dritten besonders wichtigen Beziehung hat sich die Situation ferner gewandelt. Große Kernkraftwerke stehen als nunmehr vollwirtschaftliche Energieerzeuger im Wettbewerb. Sicherheitsmaßnahmen aller Art können also nicht mehr losgelöst von ihren Kosten betrachtet werden. Das Prinzip, "alles technisch mögliche" gegen einen großen Unfall zu tun (Nr. 2 der charakteristischen MCA-Punkte), behindert die Wirtschaftlichkeit großer Kernkraftwerke. Im Extremfall kann es sogar den Bau von Kernkraftwerken verhindern.

Diese Überlegungen zeigen bereits die Schwierigkeit, das MCA-Konzept der veränderten Situation anzupassen. In letzter Zeit wurde häufiger das "C" (credible) im MCA durch ein "H" (hypothetical) ersetzt. War der Ausdruck "credible" beliebig verwaschen und subjektiv, so wird mit dem Ausdruck "hypothetical" die Klarheit des Begriffs nicht grundsätzlich verbessert. Es ist daher nicht verwunderlich, wenn im Genehmigungsverfahren MCA und MHA ausführlich diskutierte und oft umstrittene Begriffe geworden sind.

Es gibt eine Reihe weiterer Argumente gegen das MCA-Konzept, die im folgenden aufgezählt sind:

1. Die Festlegung eines maximal anzunehmenden oder maximal glaubhaften Unfalls ist zwar hilfreich (insbesondere für den Sicherheitsgutachter) simplifiziert aber die tatsächlichen Verhältnisse. Im allgemeinen ist immer eine Skala großer Unfälle glaubhaft und denkbar.
2. Große Unfälle bestehen aus Ketten von Ereignissen, denen jeweils eine Wahrscheinlichkeit zukommt. Im MCA-Konzept wird das nicht berücksichtigt.
3. Durch die Festlegung eines größten anzunehmenden Unfalls (MCA) werden schlimmere Unfälle zwar nicht ausgeschlossen, aber im allgemeinen nicht mehr betrachtet. Schlimmere Unfälle als der MCA besitzen aber eine endliche Eintrittswahrscheinlichkeit.
4. Sicherheitsvorrichtungen (engineered safeguards) werden im MCA-Konzept

entweder als funktionierend oder als nicht funktionierend angenommen. Zuverlässigkeit und Ausfall-Wahrscheinlichkeiten finden keine Berücksichtigung.

5. Meteorologische Parameter, oft in jahrelangen Programmen ermittelt, sind wesentliche Größen des MCA-Konzepts. Für die Begutachtung werden dann doch die ungünstigen Wetterlagen (z.B. Inversionen) herangezogen, für die Abstand keine große Hilfe ist.
6. Meteorologische Größen sind ausgesprochen statistische bzw. stochastische Größen, was im MCA-Konzept keine Berücksichtigung findet.
7. Das MCA-Konzept geht davon aus, daß der MCA wirklich passieren kann, und untersucht die Konsequenzen. Dadurch werden die Auswirkungen zu Ungunsten der eingebauten Gegenmaßnahmen betont.
8. Das MCA-Konzept ist gekoppelt mit dem Standort. Zumindest in Europa stehen für große Kraftwerke nur noch wenige Standorte zur Verfügung, bei denen man die Standortkriterien der USAEC anwenden kann (Restriktionen bezüglich der Bevölkerungsdichte). Große Kernkraftwerke werden in naher Zukunft aber näher an die Bevölkerungszentren heranrücken müssen statt umgekehrt. Insbesondere wird die Möglichkeit erschwert, ein Kernkraftwerk direkt in eine Stadt hineinzubauen.
9. Die für alle technischen Anlagen und Geräte üblichen Wiederholungsprüfungen, die auch in Kernkraftwerken durchgeführt werden, werden im MCA-Konzept nicht in Rechnung gestellt.
10. Das MCA-Konzept hat keine direkte, quantitativ formulierbare Beziehung sowohl zur ökonomischen als auch zur soziologischen Problematik der Sicherheit von Kernkraftwerken.

Es soll nicht verkannt werden, daß das MCA-Konzept in der vergangenen Phase der Reaktorentwicklung, die auf die technische Reife verschiedener Reaktortypen zielte, seinen Dienst getan hat. Mindestens aber seit dem Bauentschluß für das Oyster-Creek-Kraftwerk, das als erstes Kernkraftwerk den Durchbruch zur Wirtschaftlichkeit erzielte, muß die Sicherheit auch im wirtschaftlichen Zusammenhang gesehen werden.

Diese Problematik ist von Bedeutung für schnelle Brutreaktoren, weil diese neue Reaktorgeneration von Anfang an unter den Bedingungen der

Wettbewerbsfähigkeit entwickelt wird. Es ist hier nicht mehr möglich, eine rein technische Entwicklung zu betreiben, ohne die Wirtschaftlichkeit der Brutreaktor-Kraftwerke in Betracht zu ziehen. Das bedeutet, daß auch die Aufwendungen für die Sicherheit unter dem Gesichtspunkt der Kosten gesehen werden müssen. Ob kostspielige sicherheitstechnische Maßnahmen (wie z.B. Engineered Safeguards) notwendig sind oder nicht, kann dann nicht mehr aus subjektiven Entscheidungen oder qualitativen Unfallbegriffen abgeleitet werden. Vielmehr muß die Sicherheit eines Kernkraftwerks quantitativ formuliert werden können, wozu das MCA-Konzept keine Möglichkeit bietet.

Weiterhin muß man beachten, daß - zumindest für schnelle Na-gekühlte Leistungsreaktoren - die Skala schwerer Unfälle groß und das komplexe Unfallgeschehen nicht mehr mit einfachen pauschalen Vorstellungen analysierbar ist. Vielmehr ist es zweckmäßig, das Unfallgeschehen in einem Unfall-Fahrplan (amerikanisch: failure tree) darzustellen. In einem derartigen Fahrplan treten Verzweigungen auf, denen man Wahrscheinlichkeiten zuordnen kann. Auch eingebauten Engineered Safeguards können Ausfall-Wahrscheinlichkeiten zugeordnet werden. Im Endergebnis erhält man eine Größe, die Unfall-Auswirkung und Unfall-Wahrscheinlichkeit kombiniert und damit zur quantitativen Sicherheitsanalyse führt.

### 3. Das Basis-Unfall-Konzept

Die vorstehenden Überlegungen haben gezeigt, daß eine neue Unfallphilosophie quantitative Aussagen zur Sicherheit eines Kernkraftwerkes ermöglichen muß. Die Verwendung des Wahrscheinlichkeitsbegriffs liegt nahe. Im folgenden wird eine neue Unfallphilosophie erörtert, die am besten mit "Basis-Unfall-Konzept" bezeichnet wird.

Im BU-Konzept wird das Problem gewissermaßen von außen nach innen eingekreist, indem man zunächst das Gefährdungspotential der Reaktoranlage bestimmt. Hierunter wird verstanden die maximal mögliche Gefährdung, die von der Anlage durch Energie- und Aktivitätsfreisetzung ausgeht, wenn keine Sicherheitsvorkehrungen (engineered safeguards) eingebaut oder angewendet werden, dagegen alle naturgesetzlichen Zusammenhänge berücksichtigt werden. Das Gefährdungspotential ist also nicht unbedingt gleichzusetzen mit einer

vollständigen Freisetzung der Spaltprodukte, stellt aber die obere Grenze einer denkbaren Schädigung der Umgebung dar. Der nächste Schritt besteht in der Festlegung des Basis-Unfalls. Dies ist deswegen angebracht, weil man möglichst frühzeitig Informationen haben muß über die Gefährdung, die von der Anlage im Störfall ausgehen kann. Die Skala der großen Unfälle mit ihren Auswirkungen und mit den Wahrscheinlichkeiten für das Eintreten der Unfälle, stellen ja langwierige Untersuchungen dar, deren Ergebnisse nicht frühzeitig vorliegen können. Unter Zuhilfenahme konservativer meist pauschal formulierter Annahmen, wird daher ein Basis-Unfall (Basis der Reaktorauslegung) definiert. Mit diesem Basis-Unfall können dann die Arbeiten zur Reaktorauslegung zunächst beginnen. Gleichzeitig vermittelt der Unterschied zwischen den Auswirkungen des Basis-Unfalls und dem Gefährdungspotential ein Maß für Funktion und Aufgabe der Sicherheitsvorrichtungen (engineered safeguards), wobei sich deren Bedeutung aufgrund ihrer Wirksamkeit (z.B. Herabsetzung freigesetzter Aktivität) quantitativ formulieren läßt.

Da mit der Festlegung des BU zunächst nur eine Orientierungshilfe für die Reaktorauslegung und -entwicklung gegeben wird, muß eine vollständige Sicherheitsanalyse folgen. Nachdem im Verlauf der Reaktorentwicklungsarbeiten die entsprechenden Parameter festgelegt sind, können dann unfallanalytische Untersuchungen zur besseren Beschreibung der schweren Unfälle führen. Dabei sollten Unfallauswirkungen und Unfallwahrscheinlichkeit so gut wie möglich ermittelt und zueinander in Beziehung gesetzt werden. Sowohl Wahrscheinlichkeiten für die Einzelereignisse eines Unfallablaufs als auch Wahrscheinlichkeiten für das Versagen von Sicherheitsvorrichtungen gehen in diese Untersuchungen ein. Sofern als Ergebnis die Schweren Unfälle mit einer zumindest relativen Wahrscheinlichkeit versehen werden können, erübrigt es sich, einen maximalen Unfall festzulegen. Im allgemeinen wird ein schwererer Unfall mit einer geringeren Wahrscheinlichkeit gekoppelt sein. Begriffe wie "denkbar", "annehmbar" oder "hypothetisch" werden dann überflüssig.

Als Ergebnis der Sicherheitsanalyse erhält man eine Wahrscheinlichkeit, die dem Basis-Unfall zuzuordnen ist.

Natürlich ist für diese Analyse unvermeidlich eine große technologische und sicherheitstechnische Erfahrung notwendig, besonders wenn sich Ausfallwahrscheinlichkeiten der quantitativen Bestimmung entziehen. Insofern

haben BU-Konzept und MCA-Konzept gleichartige Anforderungen. Das BU-Konzept ist jedoch dem MCA-Konzept in folgenden Punkten überlegen:

1. Es verwendet Wahrscheinlichkeiten für die Einzelereignisse im Unfallablauf.
2. Es verwendet Ausfallwahrscheinlichkeiten für Sicherheitsvorrichtungen (engineered safeguards).
3. Es erleichtert den Vergleich effektiver Gefährdungspotentiale verschiedener Reaktoranlagen.
4. Es verleitet nicht dazu, bestimmte Parameter im Unfallablauf (z.B. Aktivitätsfreisetzungsfaktoren) ungünstig festzulegen und zu zementieren.
5. Es verleitet nicht zur falschen Sicherheit, daß mit der Absicherung gegen einen MCA eine 100%ige Sicherheit erreicht wird.
6. Es erlaubt die Einordnung der engineered safeguards nach Wirksamkeit und Bedeutung. Dies führt zur Möglichkeit, Regeln für deren Zuverlässigkeit, Vielfachheit, Vielfältigkeit, Testbarkeit, etc. zu erarbeiten.
7. Durch die Bewertung von Engineered Safeguards wird die wirtschaftliche Seite der Reaktorsicherheit quantitativ erfaßbar.

Da das Gefährdungspotential vergleichsweise einfach zu ermitteln ist, besteht im BU-Konzept die Aufgabe in der Hauptsache in der Bestimmung der Wahrscheinlichkeiten für die Einzelereignisse im Unfallablauf und der Wahrscheinlichkeiten für den Ausfall der Sicherheitsvorrichtungen (engineered safeguards). Die multiplikative Kombination dieser Größen (Gefährdungspotential und Wahrscheinlichkeiten) ergibt das "Sicherheitsrisiko". Dieser Begriff erlaubt zumindest halbquantitative (wenn nicht quantitative) Aussagen über die Sicherheit einer Reaktoranlage und ermöglicht Vergleiche der Sicherheit verschiedener Reaktorauslegungen eines bestimmten Typs und Vergleiche der Sicherheit verschiedener Reaktortypen. Darüberhinaus kann man mit Hilfe des Begriffs des "Sicherheitsrisikos" besser abschätzen, was die Sicherheit wirklich kostet.

Auf einige weitere Vorteile ist noch hinzuweisen. Durch Parameterstudien an den Engineered Safeguards unter Einbeziehung der Unfallketten und

ihrer zugehörigen Einzelwahrscheinlichkeiten kann man relativ schnell "trouble spots" lokalisieren und damit dem Konstrukteur Hinweise zur Verbesserung und Änderung geben. Auf der anderen Seite können derartige Überlegungen zeigen, an welchen Stellen "zu viel Sicherheit", d.h. unwirtschaftliche Sicherheitsmaßnahmen (z.B. ineffektive Engineered Safeguards), eingeplant sind. Man ist so in der Lage, nicht einfach "alle technisch möglichen" Sicherheitsmaßnahmen ergreifen zu müssen, sondern kann die sicherheitstechnisch und wirtschaftlich optimalen Vorkehrungen treffen. Wenn auf der Konferenz für Schnelle Reaktoren im Argonne National Laboratory USA im Jahre 1965 gesagt wurde, daß die Aufwendungen für das "Containment" im erweiterten Sinne (alles was radioaktive Stoffe und nukleare Energie an der Freisetzung hindert) zwischen 2 % und 20 % der Anlagekosten betragen (9), so zeigt das deutlich, wie wenig man über die Kosten der Sicherheit weiß. Im BU-Konzept ist über den Begriff des Sicherheitsrisikos eine quantitative Aussage möglich, welche Engineered Safeguards mit Containment-Funktionen nützlich, d.h. technisch-wirtschaftlich optimal sind.

Als Schlußbemerkung sei auf den Zusammenhang zwischen Nutzen und Schädigungspotential der Kernkraftwerke hingewiesen. Die soziologische Fragestellung, ob wir als Gemeinschaft bereit sind, bestimmte Risiken zu tragen, um in den Genuß billiger Kernenergie zu kommen, kann letzten Endes nur mit Hilfe quantitativer Aussagen zur Reaktorsicherheit beantwortet werden.

#### 4. Zusammenfassung

Das mit dem Bau amerikanischer Reaktoren in Deutschland mitimportierende Konzept des "Maximum Credible Accident" war solange ein hilfreicher sicherheitstechnischer Begriff, als nur Reaktoren kleiner bis mittlerer Leistung zur Diskussion standen. In der jetzt beginnenden Phase des Baus von großen Einheiten verbunden mit dem Durchbruch zur Wirtschaftlichkeit und dem Trend näher an Bevölkerungszentren heranzurücken, zeichnen sich deutlich Schwierigkeiten des MCA-Konzepts ab, die in erster Linie zweifach sind:

1. Die gewünschte weitgehende Unabhängigkeit vom Standort der jetzt zu bauenden großen Kernkraftwerke ist nur durch die Anwendung spezieller Sicherheitsvorrichtungen (engineered safeguards) möglich, die das MCA-Konzept nur ungenügend berücksichtigt.

2. Unfälle sind außerordentliche Ereignisse, für deren Auswirkungen Wahrscheinlichkeiten von Bedeutung sind. Sowohl den Einzelereignissen im Unfallablauf als auch dem Funktionieren oder Versagen von Sicherheitsvorrichtungen sind Wahrscheinlichkeiten zuzuordnen. Im MCA-Konzept ist dies nicht enthalten.

Im BU-Konzept werden zunächst ein konservativer Basis-Unfall und das Gefährdungspotential bestimmt. Durch Zuordnung von Wahrscheinlichkeiten zu Unfall-Einzelereignissen und zu Sicherheitsvorrichtungen (engineered safeguards) lassen sich quantitative Aussagen zur Sicherheit eines Reaktors und damit Sicherheitsvergleiche verschiedener Reaktoren durchführen. Durch quantitative Aussagen über Wahrscheinlichkeiten läßt sich die verschwommene Größe des MCA durch den Begriff des "Sicherheitsrisikos" ersetzen, das sich aus dem Produkt des Gefährdungspotentials und der zugehörigen Wahrscheinlichkeiten ergibt. Ferner wird die sicherheitstechnische Beurteilung von engineered safeguards auf eine quantitative Basis gestellt. Das BU-Konzept vermittelt damit auch einen Weg, die Wirtschaftlichkeit der Reaktorsicherheit zu analysieren.

Literatur:

- (1) Reactor Site Criteria, USAEC, 10 CFR 100
- (2) J.J. di Nunno et al.  
"Calculation of Distance Factors for Power and Test Reactor Sites",  
TID-14844 (1962)
- (3) C.K.Beck  
"Power Reactor Accidents in Perspective"  
CONF-650407, 908-920 (1965)
- (4) H.N.Culver  
"Maximum Credible Accident Exposures at Reactor Site Boundaries"  
Nucl. Safety 2, 83-96 (1960)
- (5) Th.J.Burnett  
"Reactors, Hazard vs. Power Level" Nucl. Sci. Eng. 2, 382-393 (1957)
- (6) G.Blässer und K.Wirtz  
"Nukleare Grundlagen für Standort- und Gebäudewahl von Kernreaktoren"  
Nukleonik 3, 164-178 (1961)
- (7) E.Stauber  
"Standort und größter anzunehmender Unfall bei Reaktoranlagen"  
Atomkernenergie 6, 165-170 (1961)
- (8) H.Karwat  
"Zur Abschätzung der radiologischen Auswirkungen von schweren Stör-  
fällen bei großen wassergekühlten Leistungsreaktoren"  
Atompraxis 10, 341-345 und 526-532 (1964)
- (9) Panel on safety of large fast power reactors  
Proc. Conf. Safety, Fuels, Core Design in Large Fast Power Reactors,  
October 1965, ANL-7120