

単純化PSAモデルによる原子力発電所機器故障確率 と炉心損傷確率の評価

Evaluation of Nuclear Power Plant Component Failure Probability and Core Damage
Probability using Simplified PSA Model

嶋田 善夫 (Yoshio Shimada) *

要約 原子力発電所で使用される安全関連機器の定期試験周期、点検周期、部品取替周期等の変更は機器故障率を変化させ、その結果として炉心損傷確率が変化すると考えられる。また、起回事象発生頻度や機器の種類により炉心損傷確率の変化の様相が異なると予想される。上記の炉心損傷確率変化の様相を特定するために炉心損傷確率を高速で算出可能な単純化PSAモデル（米国原子力規制委員会が前兆事象評価を目的に開発したモデル）を使用し、種々の機器の故障確率を0と1の間で変化させた場合や、起回事象発生頻度に我が国のレベル1 PSA報告書のデータや米国のデータを使った場合に、炉心損傷確率がどのように変化するかを評価した。その結果、(1) 電動ポンプ（高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、補助給水ポンプ）は故障率がベース値から上昇方向に変化すると炉心損傷確率の変化が大きいため、故障率に影響する起動試験周期、点検周期、部品取替周期等の変更には注意が必要であることがわかった。(2) 電動弁、タービン駆動補助給水ポンプは、故障率がベース値から1桁程度変化しても炉心損傷確率はほとんど変化しないことから、定期試験周期等の変更に対し炉心損傷確率の変化は鈍感である。(3) ディーゼル発電機に我が国の故障確率を適用した場合、故障確率がベース値から1桁程度変化しても炉心損傷確率の変化は小さい。一方米国の故障確率を適用した場合、故障確率がベース値から増加方向に変化した場合に炉心損傷確率の増加は大きい。我が国の故障確率を適用する場合、定期試験周期等の変更に対し炉心損傷確率の変化は鈍感である。

キーワード 確率論的安全評価、炉心損傷確率、単純化PSAモデル、起回事象発生頻度、機器故障確率

Abstract It is anticipated that the change of frequency of surveillance tests, preventive maintenance or parts replacement of safety related components may cause the change of component failure probability and result in the change of core damage probability. It is also anticipated that the change is different depending on the initiating event frequency or the component types. This study assessed the change of core damage probability using simplified PSA model capable of calculating core damage probability in a short time period, which is developed by the US NRC to process accident sequence precursors, when various component's failure probability is changed between 0 and 1, or Japanese or American initiating event frequency data are used.

As a result of the analysis, (1) It was clarified that frequency of surveillance test, preventive maintenance or parts replacement of motor driven pumps (high pressure injection pumps, residual heat removal pumps, auxiliary feedwater pumps) should be carefully changed, since the core damage probability's change is large, when the base failure probability changes toward increasing direction. (2) Core damage probability change is insensitive to surveillance test frequency change, since the core damage probability change is small, when motor operated valves and turbine driven auxiliary feed water pump failure probability changes around one figure. (3) Core damage probability change is small, when Japanese failure probability data are applied to emergency diesel generators, even if failure probability changes one figure from the base value. On the other hand, when American failure probability data is applied, core damage probability increase is large, even if failure probability changes toward increasing direction. Therefore, when Japanese failure probability data is applied, core damage probability change is insensitive to surveillance test frequency change etc.

Keywords probabilistic safety assessment, core damage probability, simplified PSA model, initiating event frequency, component failure probability

*(株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

1. はじめに

米国では確率論的安全評価手法（PSA）が、原子力発電所において運転中保守を実施する際の系統構成管理、供用期間中試験、供用期間中検査、技術仕様書の見直し等に積極的に応用されている。ところが、我が国では、原子力発電所でのPSA手法の応用はこれから行われていこうとする段階である。そこで、確率論的安全評価手法の原子力発電所への応用という観点から、そこで使用される安全関連機器の定期試験周期、点検周期、部品取替周期等の変更が、炉心損傷確率に与える影響を推定した。これまでに、電動弁の試験頻度適正化を図る目的で、その故障率変化に対する炉心損傷確率の影響評価が研究⁽¹⁾されているが、本研究では電動ポンプやディーゼル発電機も対象にした。解析には、炉心損傷確率を高速で算出可能な単純化PSAモデル⁽²⁾（米国原子力規制委員会が前兆事象評価を目的に開発したモデル）を使用し、種々の機器の故障確率を0と1の間で変化させた場合や、起因事象発生頻度に我が国のレベル1 PSA報告書のデータや米国のデータ⁽²⁾を使った場合に、炉心損傷確率がどのように変化するかを評価し、その結果について述べる。

2. 計算に使用したモデルとコード

計算には米国NRCが前兆事象評価用に開発した単純化PSAモデル⁽²⁾を使用し、以下のように炉心損傷確率を計算した。事故シーケンスは、起因事象として過去に発生実績のある蒸気発生器伝熱管破断事象、小破断冷却材喪失事象、外部電源喪失事象、過渡事象と過去に発生実績は無いが、過渡事象とリンクさせる形でスクラム不能過渡事象をイベントツリーによりモデル化した。

事故緩和システム（安全注入系、補助給水系等）のフォルトツリーは、美浜発電所2号機の安全注入系、補助給水系をフォルトツリーによりモデル化し、その他の系統は米国原子力規制委員会が前兆事象評価用に開発した単純化PSAモデル⁽²⁾のフォルトツ

リーをそのまま使用した。

本研究で使用した単純化PSAモデル⁽²⁾のその他の特徴としては、基事象をスーパーコンポーネント化（1つの基事象の中に複数機器、複数故障モードを組み込んでいる）することによりフォルトツリーを小さくしている。フロントライン（安全注入用のほう酸水が、タンクから一次冷却材配管まで直接流れる配管、弁、ポンプ等）を主にモデル化しておりミニマムフローライン（ポンプの過熱を防止するために最低流量を流す配管、弁）、空気抜き配管、ドレン配管等も含まない。サポート系（フロントラインに含まれるポンプ、弁、冷却器等を動作させるために必要な電源、冷却水、圧縮空気、蒸気等を供給する系統）はディーゼル発電機のみモデル化している。

起因事象発生頻度、故障率データは米国原子力規制委員会が前兆事象評価用に開発した単純化PSAモデル⁽²⁾のデータを使用している。

フォルトツリーとイベントツリーの作成及び炉心損傷確率の算出には米国原子力規制委員会（アイダホ国立工学環境研究所）が開発した汎用PSAコード（SAPHIRE⁽³⁾）を使用した。

3. 機器故障確率と炉心損傷確率の関係

炉心損傷確率をP、起因事象発生頻度をI、機器Aの故障確率をa、機器Bの故障確率をb、機器Cの故障確率をc、機器Dの故障確率をdとし、ミニマルカットセット（蒸気発生器伝熱管破断事象等の起因事象が発生した時に炉心損傷に至る故障機器やヒューマンエラーの最小の組み合わせ）が、ab、cdとなった場合（炉心損傷に至る最小の組み合わせが、機器A故障かつ機器B故障、機器C故障かつ機器D故障の2種類）炉心損傷確率はRare Event 近似により（1）式から求まる。また、図1のイベントツリーと図2のフォルトツリーから（1）式が得られる。ただし、説明を簡単にするために（1）式では共通原因故障確率を省略している。

$$P=I(ab+cd) \text{-----} (1)$$

機器Aの故障確率aを単独で変化させた場合の故障確率aと炉心損傷確率Pの関係は、

(1) 式をaで整理すると

$$P = (1/b)a + (1/c)d \text{ ----- (2)}$$

従って、(2) 式から単一の機器故障確率aと炉心損傷確率Pの関係は正比例であることがわかる。ただし、0 < a < 1であり 1/cd < P < 1/b+1/cdである。

一方、機器Aと機器Bが2重化システムを構成しており、機器Aの故障確率aと機器Bの故障確率bを同時に変化させた場合の機器故障確率と炉心損傷確率の関係は

a=bと置けるので(1) 式は

$$P = 1/(a^2+cd) \text{ ----- (3)}$$

となる。(3) 式をaで整理すると

$$P = 1/a^2+1/cd \text{ ----- (4)}$$

従って(4) 式から2重化された機器の故障確率を同時に変化させた場合、炉心損傷確率は2重化システムの場合2次式となることがわかる。

ただし、0 < a < 1であり 1/cd < P < 1+1/cdである。

3重化以上のシステムについても同様に3重化システムの場合3次式、4重化システムの場合4次式となることがわかる。

具体的な計算例を図3に示す。(1) 式の各変数に適当な値(0と1の間の値)を設定して単一機器の故障確率を変化させた場合と機器故障確率aとbを同時に変化させた場合、それぞれ炉心損傷確率Pが、どのように変化するかSAPHIREを使用して計算させた。

なお(1) 式には記載していないが、機器AとBの共通原因故障確率をファクタ法(共通原因故障確率 = 機器故障確率 × (定数))により考慮し、機器故障確率の変化に対応して共通原因故障確率についても変化させた。ここで設定した値は l=5E-1, a=1E-3, b=5E-1, c=5E-1, d=1E-5, =3.8E-2である。

本研究では、種々の機器の故障確率を0と1の間で変化させた場合や、起因事象発生頻度に我が国のレベル1 PSA報告書のデータや米国のデータ⁽²⁾を使った場合に、炉心損傷確率がどのように変化するかをSAPHIREで計算し、計算結果を両対数グラフにプロットした。これまでに説明した通り1台の機器の故障確率

のみ変化させた場合、当該機器の基事象は1つのミニマルカットセット内に1つしか含まれないため機器故障確率と炉心損傷確率の関係は1次式となる。一方、複数機器の故障確率を同時に変化させた場合、当該複数機器の基事象が1つのミニマルカットセット内に同時に含まれる場合があり機器故障確率と炉心損傷確率の関係は2次式以上となる。

起因事象	事故緩和系故障	#	END-STATE-NAME	SEQUENCE-NAME	FREQUENCY
	SAFETY-SYSTEM-FAIL				
		1	OK	A	
		2	炉心損傷	B	2.715E-004

図1 イベントツリー(サンプル)

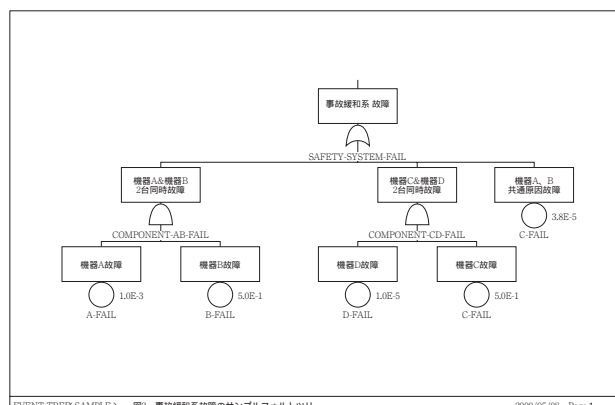


図2 フォルトツリー(サンプル)

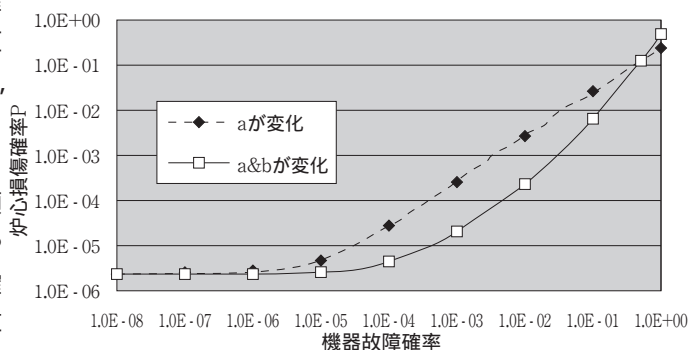


図3 機器故障確率と炉心損傷確率の関係

4. 計算結果とその考察

図4は電動ポンプ（高圧注入ポンプ，余熱除去ポンプ，補助給水ポンプ）の故障確率と関連する共通原因故障確率を0から1の間で変化させた時の，電動ポンプ故障確率と炉心損傷確率の関係を示す．電動ポンプの場合，故障確率は米国で $3.7E-3$ ⁽²⁾，我が国では $6.2E-4$ がよく用いられる（図4矢印）．原子力発電所の機器故障率データから得られるこの様

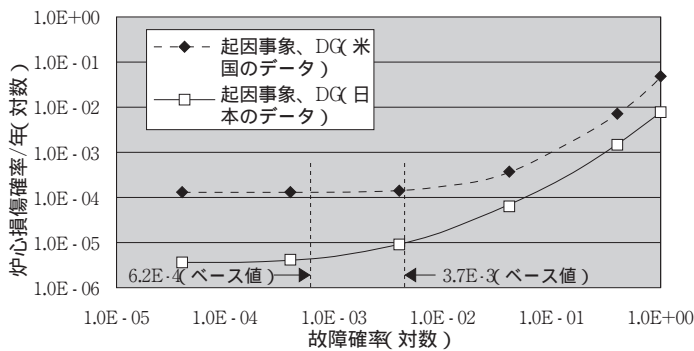


図4 電動ポンプ（HPI,RHR,AFW）について故障確率と炉心損傷確率／年の関係

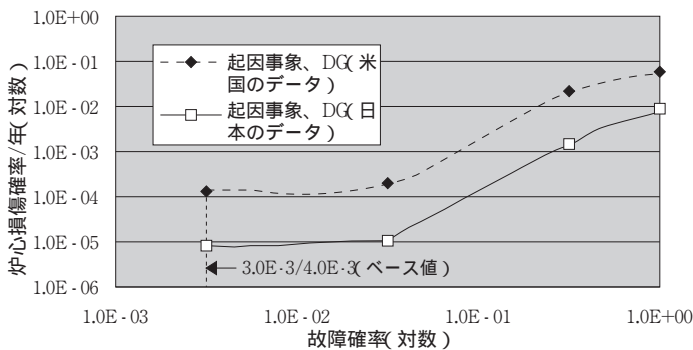


図5 電動弁について故障確率と炉心損傷確率／年の関係

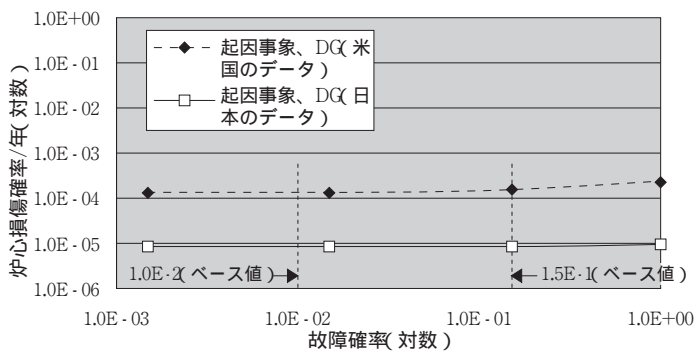


図6 タービン駆動補助給水ポンプについて故障確率と炉心損傷確率／年の関係

な値をベース値と呼ぶ事にする．

計算結果から，故障確率が $3.7E-3$ （ベース値）の点では，起因事象発生頻度に我が国，米国どちらのデータを使用した場合でも故障確率が上昇すると炉心損傷確率も上昇する． $6.2E-4$ （ベース値）の点では，起因事象発生頻度に我が国のレベル1 PSA報告書のデータを使用した場合に故障確率が上昇すると炉心損傷確率も上昇する．従って故障確率が上昇するような定期試験周期，点検周期，部品取替周期等の変更には，注意が必要である．

図5は開閉を要求される電動弁の故障確率と関連する共通原因故障確率を0から1の間で変化させた時の電動弁故障確率と炉心損傷確率の関係を示す．電動弁の場合，故障確率は米国で $3.0E-3$ ⁽¹⁾，我が国では $4.0E-3$ がよく用いられる（図5矢印）．

計算結果から，故障確率が $3.0E-3/4.0E-3$ （ベース値）から1桁程度上昇しても炉心損傷確率の上昇はわずかである．定期試験周期，点検周期，部品取替周期等の変更に対し炉心損傷確率の変化は鈍感であると言える．

図6はタービン駆動補助給水ポンプの故障確率を0から1の間で変化させた時の，タービン駆動補助給水ポンプ故障確率と炉心損傷確率の関係を示す．タービン駆動補助給水ポンプの場合，故障確率は米国で $1.5E-1$ ⁽²⁾，我が国では $1.0E-2$ がよく用いられる（図6矢印）．

計算結果から，故障確率が1から0の間で変化しても炉心損傷確率の変化は小さい．従って，定期試験周期，点検周期，部品取替周期等の変更に対し炉心損傷確率の変化は鈍感であると言える．

図7は非常用ディーゼル発電機の故障確率と関連する共通原因故障確率を0から1の間で変化させた時の，非常用ディーゼル発電機故障確率と炉心損傷確率の関係を示す．非常用ディーゼル発電機の場合，故障確率は米国で $4.2E-2$ ⁽²⁾，我が国では $2.1E-3$ がよく用いられる（図7矢印）．

計算結果から，故障確率が $2.1E-3$ （ベース値）の点では，起因事象発生頻度に我が国，

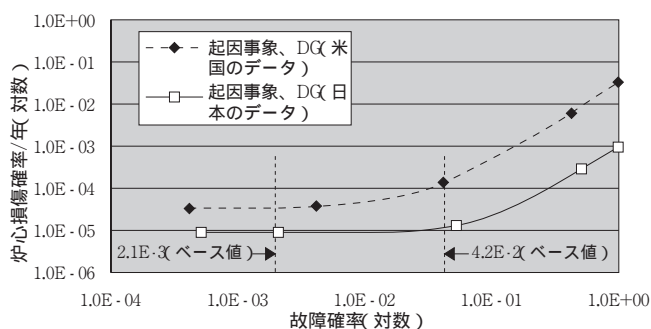


図7 非常用ディーゼル発電機について故障確率と炉心損傷確率/年の関係

米国どちらのデータを使用した場合でも故障確率の変化に対し炉心損傷確率の変化は小さい。4.2E - 2 (ベース値) の点では、起因事象発生頻度に我が国でよく用いられるデータを使用した場合に故障確率が上昇すると炉心損傷確率も上昇する。従って、機器故障確率が我が国のレベル1 PSA報告書のデータ (2.1E - 3) では、炉心損傷確率は定期試験周期、点検周期、部品取替周期の変更に対し鈍感であるといえる。一方、機器故障確率が米国のデータ (4.2E - 2) の場合、炉心損傷確率は定期試験周期、点検周期、部品取替周期の変更に対し敏感であるため変更には注意が必要である。

5. まとめ

以下に本研究から得られた結果をまとめる。

電動ポンプ (HPI, RHR, AFW) は故障確率がベース値から1桁増加方向に変化すると炉心損傷確率も増加するため、機器故障確率に影響する起動試験周期、点検周期、部品取替周期等の変更には注意が必要である。

電動弁、タービン駆動補助給水ポンプは、故障確率がベース値から1桁程度変化しても炉心損傷確率はほとんど変化しない。定期試験周期等の変更に対し炉心損傷確率の変化は鈍感である。

ディーゼル発電機は、我が国の故障確率を適用した場合、故障確率がベース値から1桁程度変化しても炉心損傷確率の変化は小さい。一方米国の故障確率を適用した場合、故障確率がベース値から増加方向に変化した場合に炉心損傷確率の増加は大きい。我が国の故障確率を適用する場合、定期

試験周期等の変更に対し炉心損傷確率の変化は鈍感である。

文献

- (1) 牛島厚二, 米林賢二, 成宮祥介, 熊野哲嗣, 坂田薫, "代表的3ループPWRプラントに対するリスク情報を活用した試験の適用性評価(その2)", 原子力学会1999年秋の大会H17.
- (2) USNRC, "Precursors to Potential Severe Core Damage Accident", NUREG/CR-4674, Vol.21 (1995).
- (3) USNRC, "Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE) Version 5.0", NUREG/CR 6116, Vol. 1 ~ Vol. 10 (1994 ~ 1995).
- (4) 嶋田善夫, "簡略PSAモデルによる原子力発電所機器故障確率と炉心損傷確率の評価", 原子力学会2000年春の年会N17.