

## 原子力発電所の安全性と信頼性向上のための研究

木村 逸郎

(株)原子力安全システム研究所

### Research Activities for Improvement of Safety and Reliability of Nuclear Power Plants

Itsuro Kimura

Institute of Nuclear Safety System, Inc., Fukui 919-1205, Japan

#### Abstract

At first in this review, a brief history from the discovery of nuclear fission to the development of nuclear reactors is given. And then, nuclear fission and neutron capture reactions which occur in nuclear reactors are explained by stressing on nuclear transformations. The structure of nuclear power reactors, mainly pressurized water reactors (PWR) is briefly described.

In the main part of this review, advantageous points in nuclear power for electric production are demonstrated. And then, several dangerous points in nuclear power are shown by a table and countermeasures against them are also given. Thereafter, the safety and the reliability of nuclear power reactors are defined and research activities how to improve them are explained.

In the last part, introduced are several examples of related research works being carried out at the Institute of Nuclear Safety System, Inc. (INSS) as follows : (1) Recent activities of collecting and analyzing adverse events occurred in nuclear power plants in the world and of giving related proposals for improvement to all electric power companies in Japan, which possess PWRs. (2) Framework of research activities for countermeasures against ageing of nuclear power plants. (3) Two examples of measured results, atomic mappings of impurity elements in a specimen of reactor vessel steel after neutron irradiation and at a tip of stress corrosion crack in stainless steel which is mainly used for the main part of the primary water system of PWR. Both microscopic analyses are performed to elucidate the mechanisms of neutron irradiation embrittlement and stress corrosion cracking. (4) Analysis of severe accidents of PWR plants for the preparedness of nuclear disasters. Application of the calculated results to the exercise of nuclear disasters.

**Keywords :** nuclear fission, nuclear power, nuclear transformation, fission product, minor actinide, nuclear reactor, pressurized water reactor, adverse event, ageing of power reactor, atom probe, reactor vessel steel, stress corrosion cracking, crack tip, preparedness of nuclear disaster, severe accident

---

連絡先：木村 逸郎

〒919-1205 福井県三方郡美浜町佐田 64

(株)原子力安全システム研究所

TEL : 0770-37-9100

FAX: 0770-37-2008

E-mail : kimura@inss.co.jp

---

受付日：平成 20 年 1 月 13 日

改訂日：平成 20 年 1 月 13 日

受理日：平成 20 年 1 月 13 日

#### 1. 原子炉と原子力発電

(1) 核分裂の発見からその連鎖反応を利用した原子炉の開発と利用まで

今から丁度 70 年前、第 2 次世界大戦直前のドイツで O. Hahn らが核分裂を発見した。それが大きなエネルギー発生を伴い、連鎖反応の可能性を持つため、直ちに核兵器の開発に向かった。とくに米国では、マンハッタン計画として多数の科学技術者の動員と大量の資金・資材・電力の投入により、わずか 4 年後に原子炉が完成して核分裂連鎖反応が実現し、またその 3 年後の 1945 年には

高濃縮ウラン方式と原子炉で生産したプルトニウム方式の原子爆弾が作られ、それぞれ広島と長崎に投下されるに至った。大戦終了後も米国と旧ソ連の冷戦の中で多数の核兵器が生産、実験、備蓄されたが、幸いなことにそれらは使われることなく冷戦は一応終結した。一方、原子炉は艦艇とくに潜水艦推進用として開発が進み、実用化された。1953年の米国アイゼンハワー大統領による「平和のための原子力(Atoms for Peace)」の声明により、まず研究用原子炉(研究炉)が次々と建設され、次いで発電用原子炉(発電炉)の開発が進み、その試験炉も建設された。研究炉はそれ迄の加速器などに比べて7-8桁も高い中性子束( $\leq 10^{15}$  n/cm<sup>2</sup>/s)の利用を可能にしたことにより、放射性同位体の製造や中性子回折による物質構造解析に非常に役立ってきた。また本学会に直接関係することとして、微量元素の放射化分析にも研究炉は広く用いられてきた。一方発電炉は後述するような特長を有しているため、各国で建設が進み、わが国では電力の約1/3を生産するに至っている。しかし現在でもその安全性と信頼性についていくつかの課題を残していることも事実であり、それら課題克服のための研究が続いている。

(2) 原子炉の中の核反応

原子炉の中では、核分裂連鎖反応が進行しているが、その他にも中性子による多くの核反応が起こっている。原子炉の安全性や放射性廃棄物の評価の上で重要な核変換を中心に、主な核反応を Fig.1 に示す。<sup>238</sup>U が中性子を捕獲し、<sup>239</sup>U と <sup>239</sup>Np を経由して <sup>239</sup>Pu ができ、これが核分裂に加わることはよく知られているが、<sup>235</sup>U や <sup>239</sup>Pu のような核分裂性核種でも中性子を吸収するとすべて核分裂するのではなく、<sup>236</sup>U や <sup>240</sup>Pu といった核分裂しにくい核種になる確率もかなり大きい。これらがさらに中性

子を捕獲すると図のように<sup>237</sup>U と <sup>241</sup>Pu になる。この二つは  $\beta$  崩壊するとそれぞれ<sup>237</sup>Np と <sup>241</sup>Am ができる。こうした超ウラン核種はマイナーアクチニド元素(原子炉の中で大量に存在する U と Pu 以外のアクチニド)と呼ばれ、長寿命の  $\alpha$  放射性のものが多い。

一方、核分裂はほとんどの場合真二つに分割するのではなく、原子核の殻構造を反映して、大小二つの核分裂生成物となる。<sup>235</sup>U の熱中性子核分裂( $n_{th}, f$ )では、質量数約 95 と約 140 にピークがある質量収率曲線が得られている。核分裂生成物を元素で見ると希土類が約 1/4 を占め、希ガス(Kr, Xe)、ハロゲン(I, Br)、貴金属(Ru, Rh)、活性金属(Zr, Mo, Tc, Cs, Sr, Ba など)も多い。しかも核分裂生成物はほとんどすべて中性子過剰核なので、何回か  $\beta$  崩壊を繰り返してやっと安定核に辿り着く。原子炉から出る高レベル放射性廃棄物の主な成分はこれらの核分裂生成物であるが、長い期間を経ると前述のマイナーアクチニド元素が重要となってくる。

この他原子炉の中では、図に示すように構造材料の腐食生成物が放射化されてできる核種、例えば<sup>60</sup>Co などがあり、これが機器、配管等に付着すると放射性汚染を引き起こす。

(3) 発電炉の構造

現在世界で約 440 基、わが国で 55 基の発電炉が稼動している。世界の発電炉の約 6 割、そしてわが国のもののすべてが軽水型発電炉(軽水炉)である。軽水炉では、燃料として低濃縮ウラン(濃縮度 5% 未満)を用い、冷却材兼中性子減速材として軽水を使っている。軽水炉には加圧水型炉(PWR)と沸騰水型炉(BWR)の二つがある。前者は炉心部を流れる 1 次冷却水に高い圧力をかけて沸騰を抑え、蒸気発生器において 2 次冷却水を蒸気に変換

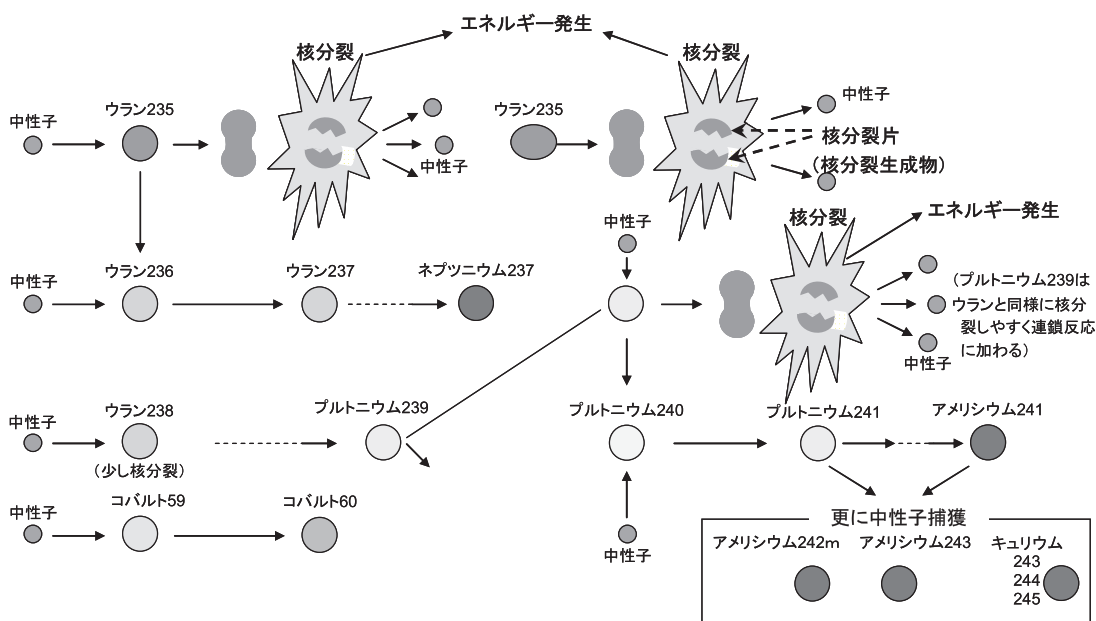


Fig. 1 原子炉の中の中性子核反応、原子炉の安全性や放射性廃棄物に関する核変換を中心に図示

し、これでタービンを廻して発電する。これに対し、後者はその名の通り1次冷却水を直接沸騰させて蒸気を生産させる。世界的にはPWRの方が遥かに多いが、わが国ではPWR 23基、BWR 32基とBWRの方が多。ここではPWRの概念図をFig.2に示す。1次冷却水の圧力を保持するため上部に加圧器がある。ここには示していないが万一の配管破断などによる1次系冷却水の漏洩に対し、非常用炉心冷却系(ECCS)が設けられている。

## 2. 原子力発電の特長と危険性

### (1) 原子力発電の特長

#### ① 少しの燃料で大量のエネルギー発生

例えば電気出力100万kWの石炭火力発電所では1年に約200万tの石炭を使うのに対し、同じ出力の原子力発電所で必要な核燃料はわずか約20tに過ぎない。しかも使用済みの核燃料の中には、なお多量のUとPuが残っているため、これらは再処理により取り出して再利用される。

#### ② ウラン資源の安定性

ウランを産出する国は地政学的に安定である。また資源の備蓄もしやすい。この点は他の化石燃料と大きく異なる。ただ最近原油価格の影響を受けてウラン価格も高騰し、将来は入手が厳しくなると考えられるので、使用済み燃料を再処理して、Puをリサイクルすることが望ましい。

#### ③ ばい煙、NO<sub>x</sub>、SO<sub>x</sub>を出さず、CO<sub>2</sub>放出も僅少

原子力発電自体でCO<sub>2</sub>発生は全くないが、核燃料サイクル全体を考えるとわずかながらその発生がある。温室効果ガス増大による地球温暖化への対策として原子力発電は極めて有効であり、最近改めて注目されている。

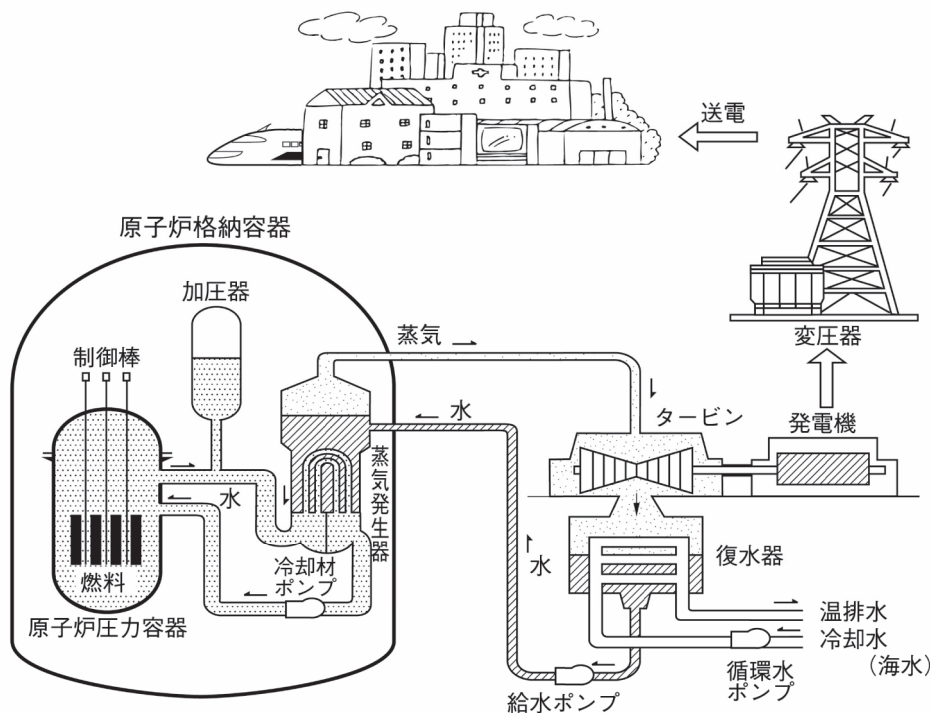
#### ④ 世界各国で運転経験蓄積

約440基の発電炉が世界各国で運転されているので、総運転経験は12,000基・年を超え、事故やトラブルの情報も蓄積されている。ただ高経年化が進行しているのでその情報を積極的に分析し、対策にフィードバックする必要がある。

### (2) 原子力発電の危険性とその安全対策

前節に書いたように原子力発電にはいくつかの特長があり、改めてその推進が世界的に図られつつあるが、一方ではいくつかの危険性があることも事実である。その要因と危険性およびそれに対する安全対策をTable 1に示す。なお安全対策について、以下に補足する。

- ① 発電炉は核兵器と全く異なる構造で材料も異なるが、ウラン濃縮や使用済み燃料再処理技術は核兵器に通じる。わが国ではこれらの作業は国際条約による査察と国内法規に基づく規制により、平和目的限定を保証している。
- ② 原子力発電所の周辺では厳重な放射線監視を行い、多種類の環境試料についてその放射能を測定して、結果を公表している。
- ③ 高レベルの放射性廃棄物(主成分とその由来は前節参照)はガラス固化され、ステンレス鋼製の容器に



原子力文化振興財団 「原子力・エネルギー図面集、2007」

Fig. 2 加圧水型炉(PWR)の構造

Table 1 原子炉の危険性とその安全対策等.

要因	危険性	その安全対策等
核分裂連鎖反応	軍事転用	軽水炉燃料ではほとんど問題ない①
	出力暴走の可能性	出力が上昇し温度が上がると停止するよう設計
炉心に大量の放射性物質が蓄積、その周辺にも放射性物質が蓄積	炉停止後も発熱（崩壊熱）	停止後も冷却、さらに非常用炉心冷却系（ECCS）を設置
	外部に出ると環境が汚染し、公衆が被曝	多重の壁による閉じ込め、施設の内外で放射線と放射能を監視②、原子力防災体制
	長く放射能が残留し、後の世代へ負の遺産	使用済燃料は再処理し、プルトニウムなどは燃料にリサイクル③、放射性廃棄物は処理処分③、原子炉本体等には廃止措置
炉心とその周辺は高温、高圧、高放射線の環境	燃料体の損傷、構造材の経年劣化（応力腐食割れ、照射損傷、疲労劣化）	燃料体や構造材の損傷と経年劣化予測、検査、保守と交換、維持基準の徹底
巨大で複雑なシステム、膨大な数の部品、運転と保守が複雑	一部部品の故障、運転員・保守員の誤操作で全体が影響、事故に発展する可能性	多重防護（深層防護）設計、品質保証の強化、検査の徹底、運転員・保守員の教育訓練、運転管理組織の安全認識（安全文化）④、リスク評価管理⑤

番号①、②、③、④、⑤は、いずれも本文で補足説明を加える。

納められる。これらは将来地層処分されることになっているが、わが国では最終処分場の場所がまだ決っていない。一方、低レベルの放射性廃棄物はドラム缶に詰めて、青森県六ヶ所村で処分されている。

- ④ 旧ソ連チェルノブイリ原子力発電所4号機の事故の原因について、国際原子力機関(IAEA)などが調査した結果、これは直接的には原子炉の設計上の欠陥や運転員の誤判断や誤操作によることが大きいですが、より根本的には発電所を運転管理する組織が安全の重要性を認識し、それを実践しているかどうかの安全文化(safety culture)の高低に依存するとした。この考え方は今のところ原子力関係者に限定されているが、実際上は一般性があり、交通、食品、医療などの安全の問題にも適用できると考えられる。
- ⑤ 人間とその社会に危害を及ぼす危険な事象について、危害の大きさとその発生確率の積をリスクと呼ぶ。原子力発電所を設置する際の安全審査でその値が評価される。またリスクを考慮した発電炉の管理方式が米国で採用され、わが国でもその使用が検討されている。このようにリスクの考えは原子力の安全評価や管理で先行したが、最近他の分野でも取り

入れられつつある。ただ一般公衆やマスメディアは発生確率は考えず危害の大きさのみを取り上げる傾向がある。

### 3. 原子力発電の安全性と信頼性の向上

#### (1) 原子力発電の安全性の向上

原子力発電の安全性の向上は、前節で述べた危険性のできるだけ低減することである。その第一は、運転中の発電炉の場合、地震などの異常に際し、まず「止める」こと、次いで炉心を「冷やす」こと、そして万一炉心から放射性物質の漏洩があってもこれを「閉じ込める」ことである。

もう少し定量的に安全性を取り扱う場合には、前節で述べたリスクを評価し、その値を低減することになる。よく用いられる指標として、炉心損傷(米国スリーマイル島原子力発電所2号機の事故に相当する。炉心が損傷し、崩壊熱により炉心が溶融するもの)があり、その発生確率を算定して使用する。なお、これにより燃料被覆管内に閉じ込められている放射性物質が放出され、さらに原子炉容器から漏出し、これがさらに原子炉格納容器の破損部から外部に漏出し、大気中に放散すると一般公衆の放

射線被ばくの可能性が起こる。従って、ここに至るまでの確率を考慮し、その値の低減を図ることが総合的な原子力発電の安全性の向上に相当する。

## (2) 原子力発電所の信頼性の向上

原子力発電所にとって、安全性の確保が第一であるが、だからといって原子炉が停止してばかりいては役に立たない。従って、安全性を確保しつつ順調にこれを運転し、計画外の停止はできるだけ少ないことが望ましい。1年間100%出力で運転した場合に発電できる電力量に対し、実際に発電した電力量の比を設備利用率と呼ぶ。わが国の原子力発電所の設備利用率は当初かなり低迷したが、その後1995年から2001年にかけて80%以上に達した。しかし2002年以降トラブルが重なって70%台(2003年は60%弱)を低迷している。フィンランド、韓国、それに世界最多の原子力発電所(105基)を保有する米国はいずれも90%程度の設備利用率で運転しており、改めてわが国はこれらの国に学び、改善すべきであろう。

なお、信頼性の向上に関連し、従事者(運転員、保守員等)の労働災害が少なく、かつそれらの人々の放射線被ばくも少ないことも重要である。

こうしたこと全体を通じて、電力会社と原子力発電所所員への信頼が培われることが望ましい。

## (3) 原子力発電の安全性と信頼性向上のための研究

原子力発電の安全性と信頼性を向上するために何をなすべきか、さらにそのための研究としてどのような課題があるか、またその優先順位はどうかということは、それ自身が大きな課題である。原子力安全委員会はわが国の原子力発電と核燃料サイクル全体を俯瞰した上での重点安全研究分野を策定しているが、より具体的な課題、例えば軽水炉の高経年化対策については、原子力安全基盤機構(JNES)が担当し、「高経年化対応技術戦略マップ2007」を取りまとめている[1]。ここでは経年劣化事象別に掘り下げを進め、産学官の役割分担も明示されている。

ある研究機関において、実際にどのような課題に取り組むかを企画するに際し、上記のような研究のロードマップがある場合にはそれを参考にすることが第一である。

それと共に内外の原子力発電所の不具合(事故・トラブル)情報を分析、評価し、そこから研究課題を抽出することも重要である。また原子力発電所を保有する電力会社から直接ニーズを聞くことも大切である。さらに内外の研究動向も十分着目し、調査する必要がある。その上で、研究資源(研究員、研究設備、予算等)から見て取り組みが可能かどうかを検討し、最終的に判断する。以下に筆者の研究所(INSS)における軽水炉安全研究の事例を二、三紹介する。

## 軽水炉の安全研究の事例—INSSの場合

### 1. 世界の原子力発電所の不具合情報分析

医学における各種疾患の症例と対策に比べると情報量は遥かに少ないが、それでも前述のように世界の発電炉の運転経験も12,000基・年を越え、不具合情報の量は増えつつある。その上、米国スリーマイル島原子力発電所および旧ソ連チェルノブイリ原子力発電所の事故を受けて、原子力発電所を保有する事業者(主に電力会社)間の連携・協力組織(例えばWANO、INPOなど)が強化され、世界の原子力発電所の不具合情報が早急に各事業者に送られるようになった。INSSの原子力情報研究プロジェクトはこうした不具合情報を収集し、これを分析評価して、関西電力を始めPWRを保有する国内の全ての電力会社に情報提供している。2006年の入手情報の総数と分析結果をTable 2に示す。この年に入手した3,000件以上の情報の中で、電力会社に改善提言を行った件数は7件に過ぎないが、これらはいずれも安全性や信頼性の向上に役立つとして、その多くが採択され対策が取られている。

こうした不具合情報は、整理され、職能、発生原因、発生機器、発生部位、対策内容等の分類コード付けをして、データベース化している。このデータベース自体、非常に貴重な症例集のようなものであり、国内の原子力発電所で不具合が発生した際に類似事例を検索して対策を立てるのに使うほか、いろいろな事象の傾向分析にも役立つことができる。INSSでは既に多くの傾向分析を進め、結果を学会等に発表している。

Table 2 海外原子力発電所不具合情報の入手分析状況

2006年の入手情報		2006年の分析結果		
合計	3155件 (100%)	重要情報	(対策不要) (提言)	42件 1件
I A E A	5件 (0%)	重要情報以外の情報	(一次除外)	898件
N R C	36件 (1%)		(二次除外)	1802件
A S N	81件 (3%)	3112件	(分析中)	6件
W A N O	967件 (31%)	(事象数: 2825件)	(対策不要)	113件
I N P O	2066件 (65%)		(提言)	6件
				改善提言 7件

## 2. 高経年化対策研究

わが国の軽水炉 55 基の内、約 30 基が運転開始後 20 年を超え、その内 13 基は 30 年を超えている。電力会社はそれぞれの炉が 30 年に到達する前およびそれ以降 10 年を超えない期間毎に高経年化技術評価と長期保全計画を経済産業大臣に提出することになっている。ここでは対象機器毎に経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象を評価し、その対応を示さねばならない。前述の JNES による高経年化対応技術戦略マップ 2007 によると、注目すべき経年劣化事象とし次の 6 項目が挙げられている。(1) 原子炉容器の中性子照射脆化、(2) 疲労、(3) 応力腐食割れ、(4) ケーブルの絶縁劣化、(5) 配管の減肉、(6) コンクリートの劣化。さらに全体として、経年劣化まで考慮した耐震安全性について解決すべき検討課題があるとしている。

INSS では、2005 年に高経年化研究センターを設置し、本格的に高経年化対策研究を推進している。その組織と主な研究課題を Fig.3 に示す。上記項目の中で見ると、(6) のコンクリートの劣化以外は大小取り組んでいる。さらに経年劣化事象とは別に、検査技術とくに超音波探傷を中心とした研究にも力を注いでいる。

ここでは、原子炉容器の中性子照射脆化および機器配管の応力腐食割れの研究事例のみ簡単に紹介する。これらは軽水炉の高経年化対策にとって非常に重要であるとともに、微量元素の挙動という点で本学会とも関係がある。

原子炉容器は、核分裂連鎖反応を起こさせ熱エネルギーを取り出す原子炉の中心部(炉心)を収納するものであり、極めて重要な設備である。これは強度、靱性に優れた低合金鋼にステンレス鋼で内張りしたものである。ただ長期間原子炉を運転すると、炉心からの中性子が当たり少しずつ脆くなってくる。もう少し厳密に言うと、中性子照射に伴って脆くなる温度が上昇し、その温度以上での脆性破壊強度も低下する。このため実際の軽水炉では原子炉容器材を監視試験片として炉内に入れて照射し、順次取り出して試験を行っている。INSS はこの脆化のメカニズムに注目し、ミクロな分析を進めてきた。中性子照射に伴い、実際の PWR で照射された監視試験片において微量元素が結晶粒界などに偏析してくることを 3 次元アトムプローブによって観察した例を Fig.4 に示す[2]。ここでは特に銅の偏析(丸印の中)が著しいが、マンガン等でもその傾向が見える。こうした現象により脆化が進行すると考えられる。

PWR の 1 次系の機器と配管はほとんどすべてステンレス鋼製であるが、上述の原子炉容器(低合金鋼製)と配管や制御棒駆動装置取付部などの接合部および蒸気発生器細管にはニッケル基合金が用いられている。PWR では、ステンレス鋼の応力腐食割れ(SCC)はこれまでほとんど発生していないが、ニッケル基合金の SCC は発生例がある。なおステンレス鋼でも炉内構造物として使用され、中性子照射を受けると SCC が促進されて発生するという報告がある。

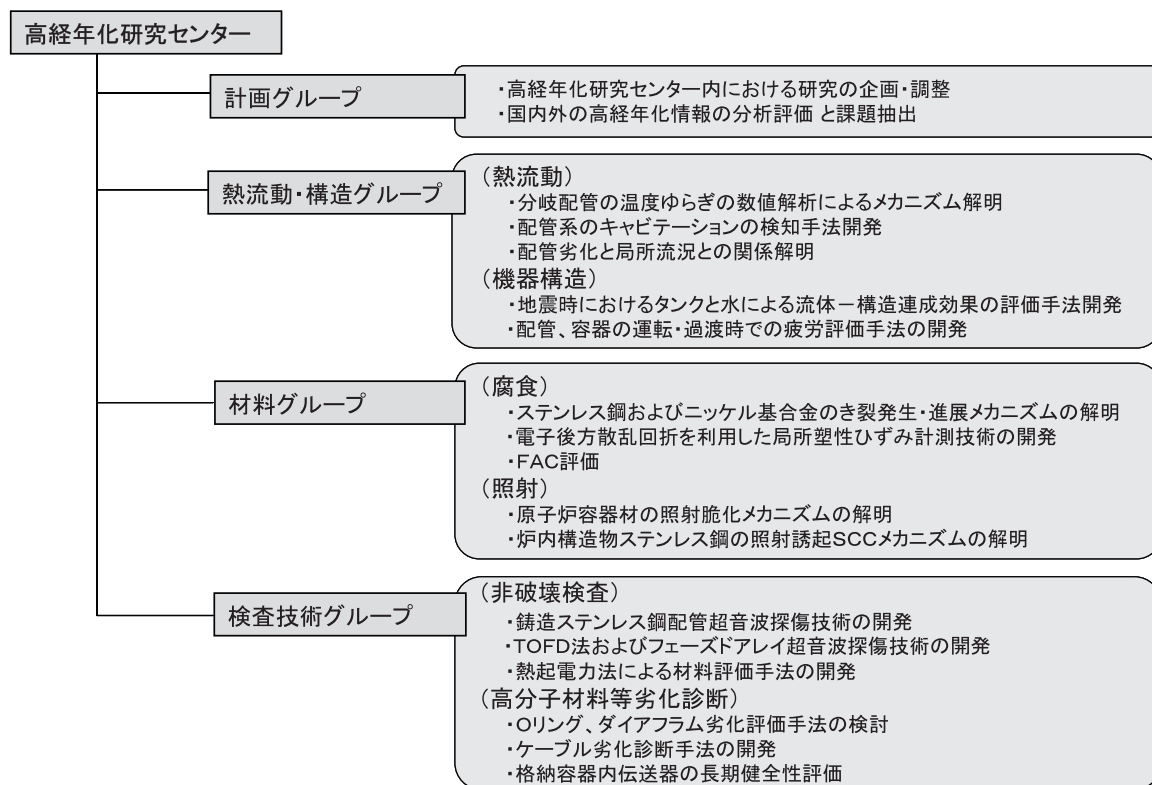


Fig. 3 INSS 高経年化研究センターの組織と主な研究課題

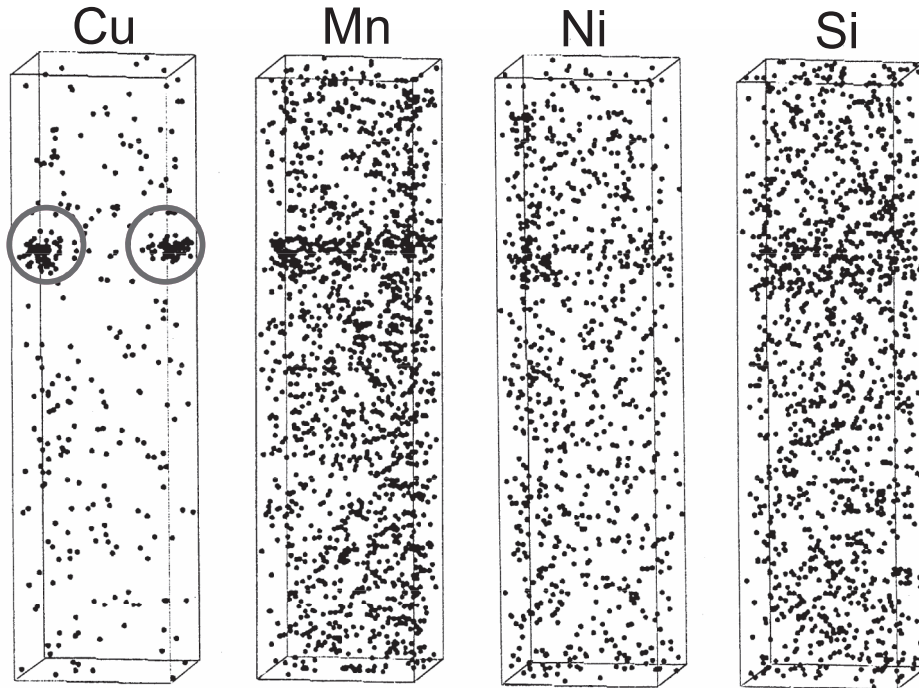


Fig. 4 PWRで照射された原子炉容器材監視試験片中の微量元素分布  
(中性子照射量  $3 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ 、試料の大きさ  $10 \times 10 \times 40 \text{ nm}$ )

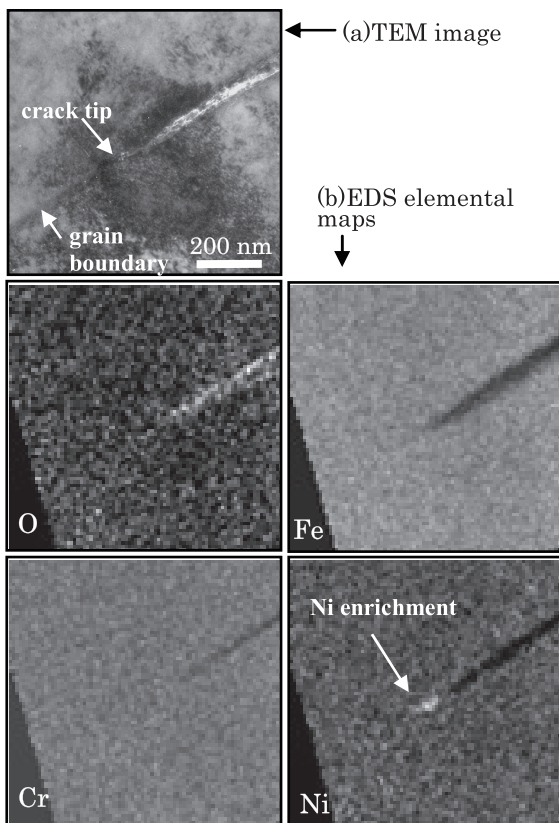


Fig. 5 ステンレス鋼の応力腐食割れ先端部の元素の分布  
(PWR 1次冷却水模擬、 $320^\circ\text{C}$ )

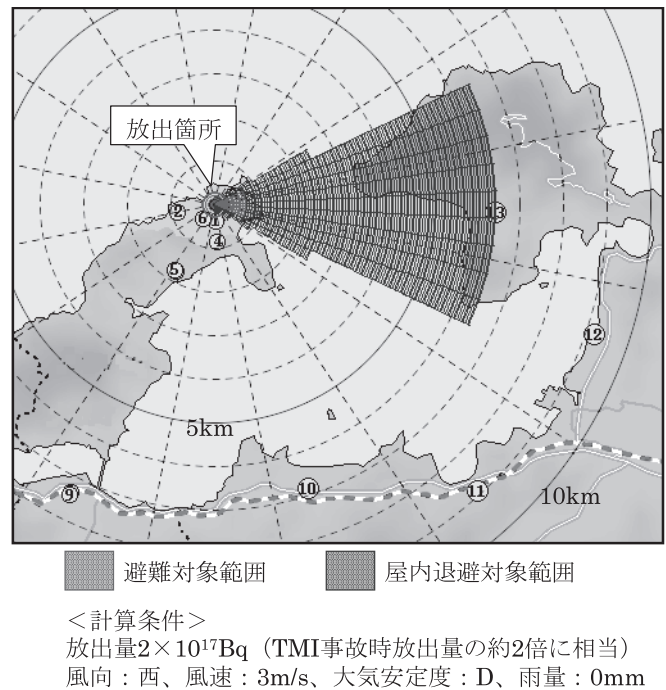


Fig. 6 公衆被ばく線量の予測例

INSS では早くからニッケル基合金の SCC に注目した実験研究を進めてきたが、最近ではステンレス鋼にも着目して研究を進めている。ステンレス鋼が PWR の 1 次冷却水環境下で高温高压に曝された場合、いかに SCC が発生し、それが進展するかということについて研究を進めているが、ここでは一例としてき裂先端部のマイクロ分析の結果を Fig.5 に示す[3]。この近傍の元素分析を行った結果、き裂先端部に Ni の濃縮が認められ、それに続き Cr リッチの酸化物があることが分かった。こうしたマイクロな観察を通して、SCC のメカニズムとき裂の進展の原因を探りつつある。

### 3. 事故解析と防災対策

前に述べたように、科学技術を用いて便益を得るためには必ず危険性が伴う。原子力発電も事故による危険性があり、それに対し原子炉の設置に際して提出する申請書には、異常な過渡変化と事故の解析と評価を添付し、設計の段階で周到な安全対策が取られている。これにより事故の確率は非常に小さくなっているが、それでも万一環境に放射性物質が放出されるような事態に至った場合は、周辺公衆に大きな影響を与える可能性があるため、念には念を入れた対策と対応が求められる。

INSS の技術支援研究プロジェクトでは、既存設備の使用法を工夫して安全性をより一層向上していくため、原子炉を停止して定期検査を行っている際の事故の可能性と緩和策の評価を進めている。またより苛酷な事故(シビアアクシデント)の解析とリスクの評価にも取り組んでいる。これは前に述べた炉心溶融から放射性物質の環境への放出のシナリオについて詳細に検討評価するものであり、その対策を考慮する上で重要であると共に、実際に放射性物質が放出した場合の防災対策立案の目安になる。最近、同プロジェクトでは公衆防護措置(屋内待避、避難)範囲を迅速に予測できる計算システムを構築した。これは原子力発電所で定期的に行われている防災訓練のシナリオ作りにも役に立つ。Fig.6 はその予測例であ

り、ある発電所でシビアアクシデントが発生したとして、放射性物質(核分裂生成物の希ガス(Xe と Kr)と I)の放出予測量とそれに伴う周辺地域の外部被ばく実効線量の予測と防護措置範囲を示している。このような評価手法を用いて作成したシナリオに基づいて平成 18 年 11 月に防災訓練が実施された。

### おわりに

以上述べたように、原子力発電はエネルギー安全保障と地球温暖化防止上重要であり、国策として推進されつつある。また世界的にも原子力リネッサンスという動きがあり、発展途上国でも発電所の建設を進めようとしているところはいくつかある。しかし一方で、原子力発電にはいくつかの本質的な危険性があるので、常に安全性の確保に留意し、今後とも少しでも安全性を向上していくことが必要である。ここでは、原子核分裂とその連鎖反応から始め、原子力発電の長短とくに危険性をやや詳しく述べ、さらに安全性と信頼性向上の意味とそのための研究開発について概況し、最後に筆者の研究所(INSS)で取り組んでいる研究の事例を紹介した。この他にも技術的な研究課題は多いが、それに加えて、ヒューマンファクターや社会的受容性など人文・社会科学的な問題も多くあり、INSS では社会システム研究所でそれらに取り組んでいる。

### 文 献

- 1) 原子力安全基盤機構、高経年化対応技術戦略マップ 2007(要約版)、2007.
- 2) 福谷耕司、大野勝巳、中田早人、原子炉容器鋼の照射組織変化、原子力安全システム研究所、2001.
- 3) Terachi, T., Fujii, K., Arioka, K. : Microstructural Characterization of SCC Crack Tip and Oxide Film for SUS 316 Stainless Steel in Simulated PWR Primary Water at 320°C, J. Nuclear Science and Technology, 42 : 225-232, 2005.