

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に係る 1 号機、
2 号機及び 3 号機の炉心の状態に関する評価について平成 23 年 6 月 6 日
原子力安全・保安院

1. 経緯

原子力安全・保安院は、平成 23 年 4 月 25 日付文書をもって、東京電力に対し、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 67 条第 1 項に基づき、東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る運転記録及び事故記録に関する報告を命じたところ、東京電力から 5 月 16 日付で中央操作室等から回収した記録等の報告があった。

原子力安全・保安院（以下「保安院」という。）は、当該報告を踏まえ、5 月 16 日付文書をもって、東北地方太平洋沖地震発生前後の記録の分析結果を踏まえた原子炉施設の安全性への影響の評価結果についての報告を東京電力に指示したところ、5 月 23 日付で評価結果の報告があった。

保安院は、当該報告を踏まえ、5 月 24 日、5 月 23 日付報告に関する留意点及び保安院の評価を示すとともに、炉心の状態に関する解析評価については、保安院としての評価に時間を要することから、評価が終了次第、とりまとめることとした。

2. 東京電力の評価の概要

5 月 16 日付で提出された地震発生直前からの運転データ、警報、過渡事象発生時のプラント挙動など、客観的な記録が得られているデータや機器の動作状況等を踏まえ、シビアアクシデント解析コードである MAA P を用いてプラントの状態を評価。その結果は以下のとおり。

【1 号機】

- 原子炉水位計の校正により、実際には原子炉水位は維持できていなかったことが確認され、非常用復水器は津波到達までの間は作動していることが確認されたことから、非常用復水器の作動を津波到達まで考慮して解析。原子炉圧力容器が破損し格納容器圧力が大きく上昇している時期から、格納容器からの漏えいを想定して解析されている。（15 日付けで東京電力が公表した解析と同様）
- 溶融した燃料により原子炉圧力容器が破損したとの結果となっているものの、これまでの原子炉圧力容器温度の計測結果を踏まえると、燃料の大部分は、実際には原子炉圧力容器の下部で冷却されているものと評価している。
- あわせて、仮に非常用復水器が津波到達後も機能していた場合のプラント挙動についても解析されているが、いずれにしても、炉心溶融に至っている。
- 非常用復水器等の設備が機能していないものとしており、津波到達後約 2 時間、地震発生後約 3 時間で燃料の露出が始まり、その後 1 時間で炉心損傷が始まったものとなっている。
- この時期には、事業者は非常用復水器の機能回復・維持のための操作がなされており、原子炉に注水されていなかったため、燃料の溶融は進み、注水が開始した 3 月 12 日 6 時頃には、溶融した燃料は既に原子炉圧力容器の下部に移行し、格納容器へ流出したものとなっている。
- 燃料に内包されていた放射性物質は、燃料の損傷・溶融とともに原子炉圧力容器内に放出されて圧力抑制室に移行し、圧力抑制室のプール水で吸収されるが、溶融した燃料が格納容器に流出した際にはドライウェル内にも移行しているものとなっている。ヨウ素

の放出割合としては約1%としている。

【2号機】

- 津波到達以降も原子炉隔離時冷却系が機能していたことが判明したことから、原子炉隔離時冷却系の停止が判断されている3月14日13時25分までの作動を考慮して解析。
- 計測された格納容器圧力が解析による数値よりも低いことから、地震発生後21時間以降において格納容器からの漏えいを想定した解析結果となっている。また、圧力抑制室付近での爆発音の時刻以降、圧力抑制室からの漏えいも想定している。
- 原子炉水位が不確実であることから、水位計測値の水位がある場合と、1号機のように水位が維持されていない場合の両ケースで解析している。
- 水位がある場合については、溶融はするものの燃料域内で維持する結果となっている。水位が維持されていない場合には、溶融した燃料により原子炉圧力容器が破損したとの結果となっている。
- これらの解析結果に加え、これまでの原子炉圧力容器温度の計測結果を踏まえて、燃料の大部分は、実際には原子炉圧力容器の下部で冷却されているものと評価している。
- 原子炉隔離時冷却系の停止が判断されている3月14日13時25分以降約4時間、地震発生後約75時間で燃料の露出が始まり、その後約2時間で炉心損傷が始まったものとなっている。
- この時期には、事業者は消火系ラインを用いた海水注入作業を行っていたが、消防ポンプの故障等で注水が確認できておらず、注水を見込んでいる3月14日19時54分以降においても流量が十分でないものと想定すると、燃料の溶融は進み、溶融した燃料は原子炉圧力容器の下部に移行したものとなっている。
- 燃料に内包されていた放射性物質は、燃料の損傷・溶融とともに原子炉圧力容器内に放出されて圧力抑制室に移行し、圧力抑制室のプール水で吸収されるものとなっている。ヨウ素の放出割合としてはどちらのケースも約1%としている。

【3号機】

- 津波到達以降の原子炉隔離時冷却系の動作に加え、12日11時36分に原子炉隔離時冷却系が停止した後、12日12時35分に高圧注水系の自動起動が確認されており、これらの状況を考慮して解析。
- なお、高圧注水系が作動している期間において原子炉圧力及び格納容器圧力が低下していることから、当該期間について、高圧注水系の蒸気系統からの漏えいを想定した解析も実施。
- 2号機と同様に原子炉水位について2つのケースについて解析。
- 水位が維持された場合については、溶融はするものの燃料域内で維持する結果となっている。水位が維持されていない場合には、溶融した燃料により原子炉圧力容器が破損したとの結果となっている。
- これらの解析結果に加え、これまでの原子炉圧力容器温度の計測結果を踏まえて、燃料の大部分は、実際には原子炉圧力容器の下部で冷却されているものと評価している。
- 高圧注水系の停止が判断されている3月13日2時42分以降約4時間、地震発生後約40時間で燃料の露出が始まり、その後約2時間で炉心損傷が始まったものとなっている。
- この時期には、事業者は原子炉隔離時冷却系による注水を試みたが起動できず、その後は消火系ラインを用いた格納容器スプレイと圧力抑制室からの格納容器ペントの操作を行っており、3月13日9時25分に注水を見込んでいるものの、炉心損傷に至ったも

のとなっている。

- 燃料に内包されていた放射性物質は、燃料の損傷・溶融とともに原子炉圧力容器内に放出されて圧力抑制室に移行し、圧力抑制室のプール水で吸収されるものとなっている。ヨウ素の放出割合としてはどちらのケースも約0.5%としている。

3. 当院の評価

JNESのクロスチェック解析結果を踏まえ、当院としての評価を行った結果は以下のとおり。

【全般】

- 東京電力の解析条件を確認するとともに、JNESのクロスチェック解析では、東京電力の実施した解析の基本ケースについて、同様の条件で解析を実施。また、東京電力が想定として設定した条件について異なる条件で解析を実施し、その影響程度を確認した。その際、クロスチェック解析としては、東京電力の用いた解析コードとは異なる解析コード(MELCOR)を使用したが、同じ解析コードでも解析を実施し、解析コードの違いの影響についても把握しつつ検討を進めた。
- また、現状のプラントデータも含めて精査し、原子炉圧力容器及び格納容器の状態についても検討を行った。

【1号機】

- 概ねの傾向は東京電力の解析結果と同様であったが、原子炉圧力容器の破損時期は同じ解析コードでも東京電力よりも早く、崩壊熱等の条件設定における相違が影響したものと考えられる。クロスチェック解析結果では格納容器圧力の挙動が実測と整合しており、事象進展としては、タービン建屋内で放射線量が上昇等の情報がある11日23時よりも前に原子炉圧力容器が破損し、格納容器圧力・温度が大きく上昇したために格納容器からの漏えいが発生していたものと推定される。
- 同様に、中央制御室ホワイトボードに記載されていた11日17時50分放射線モニタ指示上昇(外側のエアロック入ったところ)等の情報についても、その頃には炉心損傷に至る状況であったものと推定される。
- これまでの原子炉圧力容器温度の計測結果を踏まえると、燃料域から移行した燃料が原子炉圧力容器の下部で冷却されているとすることについて、一定の合理性があるものとする。ただし、一部の計測値で飽和温度よりも高い温度を示していることから、燃料の一部は蒸気による冷却となっているものと推定される。
- 注水量と蒸気発生量のバランスから、蒸気の漏えいだけでなく、液体での漏えいが考えられ、燃料の冷却がなされているものとする、原子炉圧力容器底部で漏えいしているものと推定される。
- 津波到達時には原子炉圧力は高く、圧力を効果的に低下させることが重要であり、事業者では非常用復水器の機能回復・維持のための操作を行っている。しかし、その後の進展を考えると機能が回復したとは考えられない。そのため、停止後時間が経過していない段階にあっては、時間余裕がなく、状況把握を的確に行い、対応策を速やかに実施していけるよう、電源設備や圧縮空気系等の共通要因故障等を念頭においた信頼性向上が必要であるものとする。
- 1号機からの放射性物質の放出は、3月12日朝に想定される格納容器からの漏えいと、格納容器ベントによる放出が主なものと考えられ、クロスチェック解析結果では、ヨウ素の放出割合としては約0.7%、セシウムの放出割合としては約0.3%となってい

る。ただし、放出割合は解析コードによる違いのほか海水注水の流量等の条件設定によっても変わり、運転状態が明確でないので、運転状態次第で変わることがあり得るものである。

【2号機】

- 概ねの傾向は東京電力の解析結果と同様であったが、原子炉压力容器の破損時期は同じ解析コードでも東京電力よりも早く、崩壊熱等の条件設定における相違が影響したものと考えられる。クロスチェック解析結果では格納容器圧力の挙動が実測と整合しており、事象進展としては、15日0時頃に記録されている格納容器圧力の大きな上昇の時期に原子炉压力容器が破損し、格納容器圧力・温度が大きく上昇したものと推定される。
- これまでの原子炉压力容器温度の計測結果を踏まえると、燃料域から移行した燃料が原子炉压力容器の下部で冷却されているとすることについて、一定の合理性があるものとする。ただし、一部の計測値で飽和温度よりも高い温度を示していることから、燃料の一部は蒸気による冷却となっているものと推定される。
- 注水量と蒸気発生量のバランスから、蒸気の漏えいだけでなく、液体での漏えいが考えられ、燃料の冷却がなされているものとする、原子炉压力容器底部で漏えいしているものと推定される。
- 2号機については、原子炉隔離時冷却系の作動により長期間事象の進展を抑制できていたが、原子炉の減圧操作等で原子炉水位が低下する際に代替注水の機能を確実に確保することが必要であるものとする。
- 格納容器からの漏えいの想定については、原子炉隔離時冷却系の運転による圧力抑制室への蒸気の流入により格納容器の圧力・温度が上昇し、設計条件（138℃）を超えた環境となっており、その後の圧力上昇が少なくなっていることから、一定の合理性はあるが、水の流出経路と併せて、東京電力において今後調査が必要。
- 2号機からの放射性物質の放出は、3月14日21時以降の溶融燃料の移行と考えられる格納容器の圧力上昇に伴う漏えいもしくは格納容器ペントと、圧力抑制室付近での大きな衝撃音に関係して想定される圧力抑制室からの漏えい等による放出が主なものと考えられ、クロスチェック解析結果ではヨウ素の放出割合としては約0.4～7%、セシウムの放出割合としては約0.3～6%となっている。ただし、放出量は解析コードによる違いのほか海水注水の流量等の条件設定によっても変わり、運転状態が明確でないので、運転状態次第で変わることがあり得るものである。

【3号機】

- 概ねの傾向は東京電力の解析結果と同様であったが、原子炉压力容器の破損時期は同じ解析コードでも東京電力よりも早く、崩壊熱等の条件設定における相違が影響したものと考えられる。クロスチェック解析結果では格納容器圧力の挙動が実測と整合しており、事象進展としては、13日12時頃に記録されている格納容器圧力の上昇の時期に原子炉压力容器が破損し、格納容器圧力・温度が上昇したものと推定される。
- これまでの原子炉压力容器温度の計測結果を踏まえると、燃料域から移行した燃料が原子炉压力容器の下部で冷却されているとすることについて、一定の合理性があるものとする。ただし、一部の計測値で飽和温度よりも高い温度を示していることから、燃料の一部は蒸気による冷却となっているものと推定される。
- 注水量と蒸気発生量のバランスから、蒸気の漏えいだけでなく、液体での漏えいが考えられ、燃料の冷却がなされているものとする、原子炉压力容器底部で漏えいしているものと推定される。

- 高圧注水系の作動状況の想定については、自動起動後に原子炉圧力が6時間半かけて6 MPa 低下し、高圧注水系の停止により原子炉圧力が7 MPa 以上に戻ることから、東京電力において高圧注水系の蒸気配管を通じた格納容器外への漏えいを想定した解析がなされているが、漏えいの形態について具体的に示されていないことから、実態としてどうなっていたかの評価は困難であり、東京電力において今後調査が必要。ただし、高圧注水系の作動時期において、原子炉水位が確保されていたデータも確認されており、炉心の状態に大きな影響はなく、炉心の状態についての評価に影響があるわけではない。
- 3号機については、原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系の作動により事象の進展を抑制できていたが、ペントラインの弁や主蒸気逃がし安全弁の操作に必要な圧縮空気や直流電源等の問題で代替注水の機能を確実に確保することが必要であるものとする。
- 3号機からの放射性物質の放出は、3月13日9時頃の主蒸気逃がし安全弁開による格納容器圧力上昇に伴う格納容器ベントと、その後の格納容器圧力の上昇後の低下による放出が主なものと考えられ、クロスチェック解析結果ではヨウ素の放出割合としては約0.3～0.8%、セシウム放出割合としては約0.2～0.6%となっている。ただし、放出割合は解析コードによる違いのほか海水注水の流量等の条件設定によっても変わり、運転状態が明確でないため、運転状態次第で変わることがあり得るものである。

なお、上述した環境への放射性物質の放出量については、4月12日に保安院がINES評価にあたって実施した放出量の試算と規模としてはほぼ同等のものとなっている。

以上

表 5 解析で対象とした期間での大気中への放射性物質の放出量の試算値 (Bq)

核種	半減期	1号機	2号機	3号機	合計
Xe-133	5.2 d	3.4×10^{18}	3.5×10^{18}	4.4×10^{18}	1.1×10^{19}
Cs-134	2.1 y	7.1×10^{14}	1.6×10^{16}	8.2×10^{14}	1.8×10^{16}
Cs-137	30.0 y	5.9×10^{14}	1.4×10^{16}	7.1×10^{14}	1.5×10^{16}
Sr-89	50.5 d	8.2×10^{13}	6.8×10^{14}	1.2×10^{15}	2.0×10^{15}
Sr-90	29.1 y	6.1×10^{12}	4.8×10^{13}	8.5×10^{13}	1.4×10^{14}
Ba-140	12.7 d	1.3×10^{14}	1.1×10^{15}	1.9×10^{15}	3.2×10^{15}
Te-127m	109.0 d	2.5×10^{14}	7.7×10^{14}	6.9×10^{13}	1.1×10^{15}
Te-129m	33.6 d	7.2×10^{14}	2.4×10^{15}	2.1×10^{14}	3.3×10^{15}
Te-131m	30.0 h	9.5×10^{13}	5.4×10^{10}	1.8×10^{12}	9.7×10^{13}
Te-132	78.2 h	7.4×10^{14}	4.2×10^{11}	1.4×10^{13}	7.6×10^{14}
Ru-103	39.3 d	2.5×10^{09}	1.8×10^{09}	3.2×10^{09}	7.5×10^{09}
Ru-106	368.2 d	7.4×10^{08}	5.1×10^{08}	8.9×10^{08}	2.1×10^{09}
Zr-95	64.0 d	4.6×10^{11}	1.6×10^{13}	2.2×10^{11}	1.7×10^{13}
Ce-141	32.5 d	4.6×10^{11}	1.7×10^{13}	2.2×10^{11}	1.8×10^{13}
Ce-144	284.3 d	3.1×10^{11}	1.1×10^{13}	1.4×10^{11}	1.1×10^{13}
Np-239	2.4 d	3.7×10^{12}	7.1×10^{13}	1.4×10^{12}	7.6×10^{13}
Pu-238	87.7 y	5.8×10^{08}	1.8×10^{10}	2.5×10^{08}	1.9×10^{10}
Pu-239	24065 y	8.6×10^{07}	3.1×10^{09}	4.0×10^{07}	3.2×10^{09}
Pu-240	6537 y	8.8×10^{07}	3.0×10^{09}	4.0×10^{07}	3.2×10^{09}
Pu-241	14.4 y	3.5×10^{10}	1.2×10^{12}	1.6×10^{10}	1.2×10^{12}
Y-91	58.5 d	3.1×10^{11}	2.7×10^{12}	4.4×10^{11}	3.4×10^{12}
Pr-143	13.6 d	3.6×10^{11}	3.2×10^{12}	5.2×10^{11}	4.1×10^{12}
Nd-147	11.0 d	1.5×10^{11}	1.3×10^{12}	2.2×10^{11}	1.6×10^{12}
Cm-242	162.8 d	1.1×10^{10}	7.7×10^{10}	1.4×10^{10}	1.0×10^{11}
I-131	8.0 d	1.2×10^{16}	1.4×10^{17}	7.0×10^{15}	1.6×10^{17}
I-132	2.3 h	4.5×10^{14}	9.6×10^{11}	1.8×10^{13}	4.7×10^{14}
I-133	20.8 h	6.5×10^{14}	1.4×10^{12}	2.6×10^{13}	6.8×10^{14}
I-135	6.6 h	6.1×10^{14}	1.3×10^{12}	2.4×10^{13}	6.3×10^{14}
Sb-127	3.9 d	1.7×10^{15}	4.2×10^{15}	4.5×10^{14}	6.4×10^{15}
Sb-129	4.3 h	1.6×10^{14}	8.9×10^{10}	3.0×10^{12}	1.6×10^{14}
Mo-99	66.0 h	8.1×10^{07}	1.0×10^{04}	6.7×10^{06}	8.8×10^{07}

※：表 4 で示す各ケースのうち、実態の 1 号機では感度解析ケース 2、2 号機では事業者解析ケース 2、3 号機では事業者解析ケース 2